



UNIVERSIDAD NACIONAL
AUTÓNOMA DE
MÉXICO

UNIVERSIDAD NACIONAL AUTÓNOMA DE MÉXICO

**PROGRAMA DE MAESTRÍA Y DOCTORADO
EN INGENIERÍA**

FACULTAD DE INGENIERÍA

**ANÁLISIS DE UN LOCA EN LA LÍNEA DE
VAPOR DE UN REACTOR TIPO ESBWR**

T E S I S

QUE PARA OPTAR POR EL GRADO DE:
MAESTRO EN INGENIERÍA

ENERGÍA – PROCESOS Y USO EFICIENTE DE ENERGÍA
PRESENTA:
ISAAC BARRON ARELLANO



TUTOR:
DR. JAIME MORALES SANDOVAL

MEXICO D.F. 2008

JURADO ASIGNADO:

Présidente: Dr. Juan Luis François Lacouture

Secretario: Dr. Jaime Morales Sandoval

Vocal: Dr. Arturo Guillermo Reinking Cejudo

1er. Suplente: M.C. Edgar Salazar Salazar

2do. Suplente: Dr. Arsenio Procopio López

Lugar donde se realizó la tesis:

Facultad de Ingeniería, UNAM.

TUTOR DE TESIS:

DR. JAIME MORALES SANDOVAL

FIRMA

Agradecimientos.

A mis padres Moisés Barrón y Rosa Luz Arellano, por la confianza y el apoyo que siempre me han brindado en las decisiones que tomo.

A mis hermanos Moisés, Ma. Eugenia y Cecilia, por todo lo que me aguantan aunque no siempre están de humor, gracias.

A mi tutor Dr. Jaime B. Morales Sandoval, por orientarme en el camino a seguir no solo en los estudios y formación académica, si no también en el desarrollo de mi carrera. Gracias por la confianza que deposito en mí.

CONACyT

Gracias al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología que brinda el apoyo en la formación de profesionales que necesita nuestro país a través de programas de excelencia académica, ya que sin el no podría haber sostenido mis estudios de maestría y completarlos satisfactoriamente.

A mis amigos prefiero escribir lo que me decían.... gracias

Fernando. Animo, animo vas a ver que si terminas.

Ray. Ya falta poco carnal sigue dando le duro.

Cristian. Me da mucho gusto Isaac lo vas conseguir vas a ver.

Augusto. Tú a tu ritmo bro no dejes que te presionen.

YAlex. Eres una persona muy capaz y estoy segura que tu puedes.

Ricardo. ¿Para cuando te liberas de tus obligaciones en la escuela?

Sandra. Tu puedes unas por otras tratando de no sacrificar nada pero si no se puede, no se puede.

Laura. Vas a ver que dentro de poco sigues tú.

Marisol. Es una posición muy madura de tu parte y vas a ver que te va ir muy bien.

Silvia. Animo ya te falta poco y veras que la recompensa al final será muy grande.

Alex. Amistades pocas y te va ir muy bien de eso estoy seguro.

No te preocupes todo saldrá bien, no te des por vencido, aun vencido, porque esto también pasará....

Isaac.

Índice

Índice	i
Índice de tablas.	iii
Índice de Figuras	iv
Lista de Acrónimos	vi
Resumen	viii
 1. Introducción.....	 1
1.1 Seguridad en una Central Nuclear.....	2
1.2 Sistemas Pasivos de Seguridad y Circulación Natural.....	4
1.3 Diseños de Reactores Avanzados.	8
1.4 Definición de Sistemas Pasivos de Seguridad.....	11
1.5 Reactores PWR y BWR con sistemas pasivos de seguridad.....	11
1.5.1 Reactores AP600/AP1000.....	12
1.5.2 Los sistemas pasivos de seguridad de los reactores AP600 y AP1000.	12
1.5.3 Sistemas pasivos en los reactores SWR1000 y ESBWR.....	14
1.6 Objetivos y alcances.	16
Bibliografía.....	17
 2. El reactor ESBWR.	 18
2.1 Evolución del diseño de los Reactores BWR.....	18
2.1.1 Diseño de la contención.	19
2.1.2 Sistemas del Reactor.	20
2.2 Sistema de Circulación Natural.....	22
2.3 Sistemas de Emergencia.	23
2.4 ECCS del reactor ESBWR.....	24
2.4.1 Sistema de Refrigeración Forzada por Gravedad (GDCS).....	24
2.4.2 Sistema de despresurización Automático (ADS).....	25
2.4.3 Sistema Pasivo de Refrigeración de la Contención (PCCS)	26
2.4.4 Sistema de condensador en aislamiento (ICS).	27
2.5 Niveles de instrumentación	27
2.6 Condiciones Generales de Operación.	29
2.7 Resumen.....	30
Bibliografía.....	31
 3. Análisis de un LOCA en el ESBWR.....	 32
3.1 Accidente por Pérdida de Refrigerante (LOCA)	32
3.1.1 Definición de un LOCA	32
3.1.2 Descripción del LOCA.	33
3.1.3 Clasificación de Roturas.....	33
a) CLASIFICACIÓN POR EL TAMAÑO	33
b) CLASIFICACIÓN POR EL TIPO.	33
3.2 Condiciones de Análisis de un Accidente Base de diseño.....	34
3.3 Análisis de un LOCA.....	36

3.3.1 Procedimientos analíticos.....	37
3.4 Descripción del escenario general de un LOCA en el ESBWR.....	37
3.5 Análisis del escenario de LOCA por códigos de Mejor Estimación.....	39
3.5.1 Código TRAC	39
3.5.2 Análisis del comportamiento del ECCS en un LOCA.	40
3.5.3 Rotura grande dentro de la contención.	40
3.6 Resumen.....	43
Bibliografía.....	44
4. Desarrollo de modelos del ESBWR.....	45
4.1 Modelo termodinámico.....	45
4.2 Separadores y domo de la vasija.....	46
4.3 Núcleo y chimenea.....	51
4.4 Modelo de transporte de masa.	56
4.4.1 Ecuación del núcleo y chimenea.	57
4.4.2 Ecuación del flujo hacia el bulk.....	59
4.4.3 Ecuación del flujo a la entrada de la línea de vapor	60
4.4.4 Ecuación del flujo a la salida de la línea de agua de alimentación.....	61
4.4.5 Ecuación del flujo en el downcomer.	64
4.4.6 Ecuación del cambio de entalpía en el downcomer.....	65
4.5 Flujo en un escenario de LOCA base de diseño en la línea de vapor.	66
4.5.1 Uso de la Ecuación de estado de Van der Waals	68
4.6 Presión en el Pozo seco.	754
4.7 Resumen.....	75
Bibliografía.....	75
5. Implementación de modelos del ESBWR.....	76
5.1 Implementación en Simulink de Matlab.....	76
5.2 Pruebas de los bloques en Simulink.	77
5.2.1 Separadores y Domo.....	77
5.2.2 Núcleo y Chimenea.	80
5.2.3 Flujos de salida del núcleo y flujos entrada a los separadores.....	82
5.2.4 Calidad de vapor a la salida de la chimenea	83
5.2.5 Flujos de salida de la región de domo y separador.	86
5.2.6 Balance de planta.....	87
5.2.7 Downcomer	88
5.2.8 Pozo seco.....	89
5.3 Integración de los módulos.	92
5.3.1 Modelo en estado estable.	92
5.3.2 Estados estables a diferentes potencias.	96
5.3.3 Accidente por pérdida de refrigerante en la línea de vapor.....	98
5.4 Resumen.....	104
Bibliografía.....	104
6. Conclusiones.....	105
Bibliografía.....	107

Índice de Tablas.

1-1 Descripción de algunos requerimientos Europeos para Instalaciones en Seguridad de plantas nucleares	6
1-2 Ocho objetivos para los sistemas nucleares de Generación IV	7
1-3 Diseños avanzados de Reactores de Agua ligera (LWR Light Water Reactor), con 700 MWe o mayor potencia.	10
2-1 Evolución de los reactores desde el BWR/1 hasta el ESBWR	18
2-2 Atributos y experiencia relacionada con el ESBWR.	21
2-3 Alturas de los Niveles de Instrumentación en la vasija del Reactor	27
2-4 Geometría del sistema de refrigeración del reactor	29
2-5 Especificación de la contención	29
3-1 Secuencia de operación de los ECCS para una rotura de línea de agua de alimentación	41
3-2 Secuencia de operación de el ECCS para una rotura en la línea de vapor	42
4-1 Valores obtenidos para las ecuaciones 4-102 y 4.103 a diferentes presiones P_o	72
4-2 Valores obtenidos para las ecuaciones 4-109 y 4.110 a diferentes presiones P_o	73
5-1 Ecuaciones implementadas en bloques de simulink	76
5-2a Valores de condiciones estado estable y en evento de LOCA	92
5-2b Dimensiones de la vasija y la contención	92

Índice de Figuras

1-1. Efectos de la radiactividad en el cuerpo humano	1
1-2 Barreras de Contención	4
1-3 Costos de esfuerzos y desarrollos entre para diseños avanzados contra el diseño a partir de los ya existentes	9
1-4 Presentación general de las platas AP600 y AP1000.	11
1-5 Esquema de lazo primario de una planta AP600 y AP1000.	13
1-6 Sistemas Pasivos de Seguridad usados en los Diseños de los Reactores AP600 y AP1000	14
1-7 Arreglo conceptual de la contención y los sistemas pasivos de seguridad para el SWR1000	15
1-8 Condensador de emergencia del SWR1000.	15
1-9 PCCS del ESBWR	16
2-1 Evolución del Sistema de contención	19
2-2 Evolución del Sistema de recirculación.	20
2-3 Sistema de Circulación Natural	23
2-4 Sistemas de Seguridad Pasiva	25
2-5 Detalle de operación del PCCS	26
2-6 Operación del ICS.	27
2-7 Niveles de agua en la vasija del Reactor	28
2-8 Balance de Masa y Energía del ESBWR a 100% de potencia	30
3-1 Secuencia general de un LOCA	38
3-2 Presiones del sistema para un evento LOCA con rotura en la línea de agua de alimentación	42
3-3 Presiones del sistema para un evento de LOCA con rotura en la línea de vapor	43
4-1 Elevaciones (m) de las secciones de la vasija del Reactor.	45
4-2 Región Separador-Domo	46
4-3 Región del Núcleo y Chimenea	52
4-4 Flujos y presiones para las regiones de la vasija.	56
4-5 Sección de la Línea de vapor	60
4-6 Curva de operación del flujo de vapor-entalpía de agua de alimentación	63
4-7 Modelo del flujo critico.	66
4-8 Comparativa de curvas de flujo	70
4-9 Comparativa de curvas de flujo	71
4-10 Comparativa del porcentaje de error para diferentes presiones	71
5-1 Bloques principales de implementación	76
5-2. Implementación de las ecuaciones para la región del Domo y Separador	77
5-3a Presión y masas en la región del domo y separadores	78
5-3b Razón de condensado de vapor comparado con el cambio de presión	79
5-4 Modulo para el cálculo de presión y masas en el domo y separadores.	79

5-5 Masas y Presión en el núcleo durante las pruebas del modulo	80
5-6 Calor de Saturación y evaporación.	81
5-7 Tasa de evaporación en pruebas al modelo termo-hidráulico del núcleo	82
5-8 Flujos en el núcleo y los separadores	83
5-9 Modulo para el cálculo de presión y masas en el núcleo y la chimenea	85
5-10 Calidad de vapor para el núcleo y la chimenea.	85
5-11 Curvas de flujo en la línea de vapor.	86
5-12 Flujo y Temperatura del Agua de Alimentación.	87
5-13 Modulo par el cálculo de los flujos de la línea de vapor y agua de alimentación	88
5-14 Entalpía de salida del downcomer.	88
5-15 Curva de flujo para presión de estancamiento constate.	89
5-16 Caída de presión en el domo y flujo estrangulado.	90
5.17 Flujo no estrangulado de salida.	90
5-18 Bloque para el flujo de salida al pozo seco	91
5-19 Incremento de la presión en el pozo seco.	91
5-20 Presión y potencia en el núcleo del reactor.	93
5-21 Flujos de vapor y líquido en el núcleo	94
5-22 Flujos en estado estable	94
5-23 Calidad en el Núcleo y Separadores.	95
5-24 Fracción de vacíos en el Núcleo.	96
5-25 Cambio de presión con respecto al cambio de potencia en el núcleo.	96
5-26 Cambio de flujo y calor para evaporación para cambios de potencia en el reactor.	97
5-27 Flujos del sistema para cambios de potencia en el reactor	98
5-28 Curva de decaimiento de potencia posterior a la parada del reactor	99
5-29 Presiones antes y después del accidente por perdida de refrigerante en el núcleo	100
5-30 Presión y potencia en el reactor	100
5-31 Curvas de presiones.	101
5-32 Flujo de salida y presiones.	102
5-33. Nivel de líquido en la región de separadores y domo.	102

Resumen

Analizar el accidente con pérdida de refrigerante, LOCA, en la línea de vapor del reactor económico y simplificado de agua hirviendo, ESBWR, utilizando los fundamentos y fenómenos principales que intervienen en este evento. Identificando los fenómenos principales para cuantificar su impacto en las variables de mérito: presión y nivel de la vasija. Estas variables se pueden estimar durante un evento de LOCA vía modelos de principios básicos y de orden reducidos. Identificando las ecuaciones de estado para las regiones en que se divide la vasija, el balance de planta y la contención, se plantean modelos orden reducido programados en Simulink-Matlab que permiten obtener valores estimados de las variables involucradas durante el estado estable y un transitorio como el accidente con pérdida de refrigerante, con un margen de error acorde con el tipo de modelos de orden reducido. Estos modelos tienen la capacidad de ser mejorados y complementados de acuerdo a las necesidades de análisis que se tienen, como los es la presión y el nivel de líquido en la vasija del reactor en este proyectos como fenómenos importantes en la despresurización de la vasija del reactor durante un accidente base de diseño como lo es un LOCA en la línea de vapor.

1. Introducción.

Los desechos radiactivos son los materiales que se pueden formar durante el proceso de producción o utilización de combustibles nucleares o cuya radiactividad se haya originada por la exposición a las radiaciones inherentes a dicho proceso.

Las consecuencias de la exposición excesiva a una radiactividad elevada por un corto período de tiempo pueden ser fatales para el ser humano, la Figura 1-1 muestra los efectos en el cuerpo humano cuando es expuesto a diferentes niveles de radiactividad por un periodo corto de tiempo.

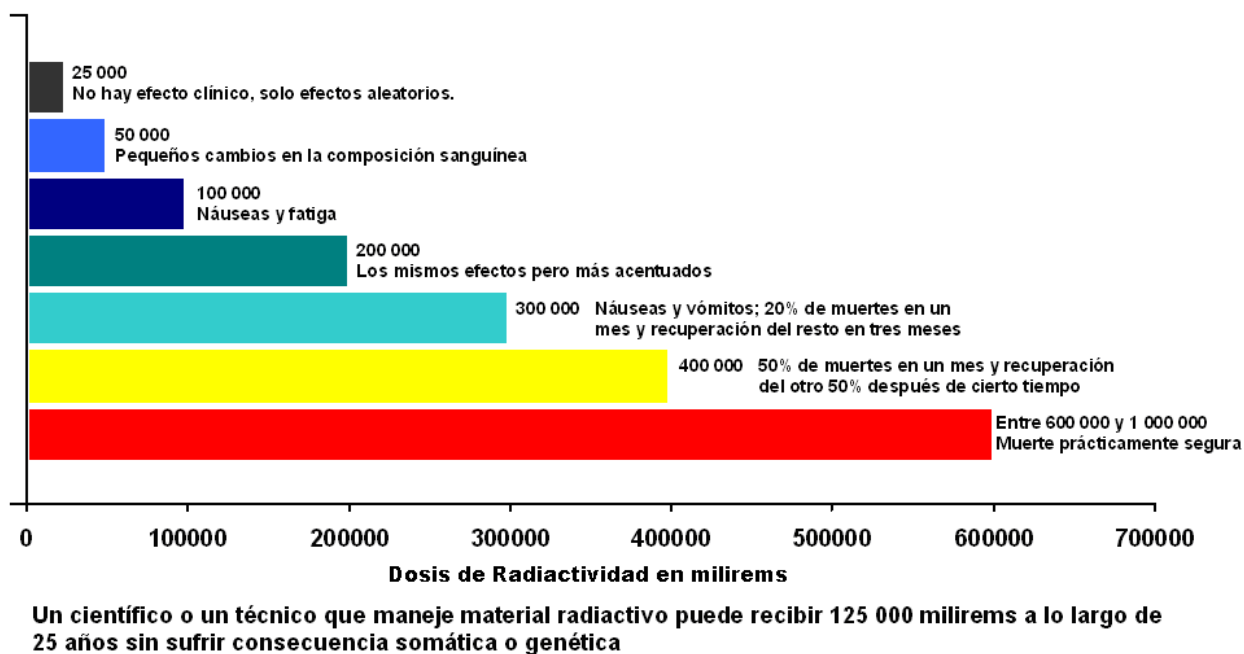


Figura 1-1. Efectos de la radiactividad en el cuerpo humano.¹

Las centrales nucleoelectricas están diseñadas para que durante su operación normal no originen en los habitantes de los alrededores, dosis superiores a 5 milirems por año. Los bajos niveles de contaminación radiactiva que producen las centrales nucleares, se deben al riguroso control que en ellas se tiene de todas las sustancias sólidas, líquidas o gaseosas que pudieran ocasionarla. Lo anterior es posible gracias a la adopción de estrictas normas de seguridad observadas en la construcción y en la operación que son celosas y permanentemente vigiladas por los organismos reguladores especializados de cada país y organizaciones internacionales.

Como parte de las normas de seguridad se encuentra el diseño de las plantas nucleares basado en el accidente base de diseño como el peor escenario que pudiera presentarse, el cual tiene un bajo nivel de probabilidad de ocurrencia y que gracias a los diseños empleados no se ha presentado en las plantas construidas en los países de

occidentes y con las mejoras que se siguen desarrollando continua reduciéndose la probabilidad de este evento.

El objetivo principal, desde el punto de vista de la seguridad, del diseño de un reactor nuclear es garantizar que el material radiactivo que se genera permanezca confinado apropiadamente durante todo momento. La seguridad nuclear se establece por medio de la superposición de barreras sucesivas e independientes entre el material radiactivo y el medio ambiente, además de las medidas administrativas y legales especiales para esta tecnología.

Un accidente severo en una planta nuclear es una situación postulada en la que una serie de sucesos y fallos de una extremadamente baja probabilidad conducen a un desequilibrio continuo de la extracción del calor generado por el reactor, lo que provocaría una degradación progresiva del núcleo. Si no se recupera la refrigeración del núcleo, este deterioro evolucionaría rompiendo las varillas de combustible y fundiendo, posteriormente, el material estructural e incluso el propio núcleo. La evolución del accidente podría provocar la rotura de la vasija de presión descargándose la mezcla del núcleo fundido y el material estructural al recinto de la contención, que es la última barrera para la liberación de radionucleidos al medio ambiente. Es aquí donde se desencadenan multitud de procesos físicos y químicos de distinta naturaleza cuya profunda comprensión y conocimiento es de vital importancia para la evaluación, prevención y mitigación de este hecho no deseable.

Los posibles procesos, que pueden tener lugar en el transcurso de un accidente severo en una planta nuclear de agua ligera se pueden dividir en varias etapas como: el suceso iniciador y los consiguientes fallos para restaurar la refrigeración, el descubrimiento del núcleo, la oxidación exotérmica de la vaina y licuefacción del combustible, la interacción entre el fundido y el agua residual del fondo de la vasija. Cada etapa o estado de daño del núcleo comienza con un evento particular y termina con el suceso que da pie al siguiente estado de daño. Aunque los procesos iniciados en una etapa pueden continuar en las siguientes, el suceso que determina cada estado marca una frontera que altera significativamente la evolución del accidente.

El accidente comienza con un evento que provoca un desequilibrio térmico en el núcleo, como pudiera ser la rotura de una tubería en el sistema, la pérdida de suministro eléctrico en la planta, o un fallo en la evacuación del calor entre otros. Así, el amplio rango de duración de esta primera etapa es debido a la gran variedad de secuencias accidentales posibles. Junto con otras medidas pasivas e intrínsecas, los sistemas de seguridad responden ante la indisponibilidad y fallos de los sistemas principales, así como a los posibles procesos transitorios de operación.

1.1 Seguridad en una Central Nuclear

Para prevenir accidentes, en todas las centrales nucleares se establecen distintas medidas de seguridad, desde el diseño de las mismas hasta los reglamentos internos que especifican las acciones a seguir para resolver situaciones indeseadas.

El diseño de una central nuclear se realiza bajo el criterio de lo que se denomina barreras múltiples, las cuales generalmente son:

- Vaina del combustible
- Vasija del reactor y
- Edificio de contención, que tiene como cometido evitar que las sustancias radiactivas salgan al exterior.

Cada barrera contiene la anterior. Así, antes de que un material radiactivo se vierta accidentalmente al exterior ha de superar las sucesivas barreras de contención como se muestra en la Figura 1-2.

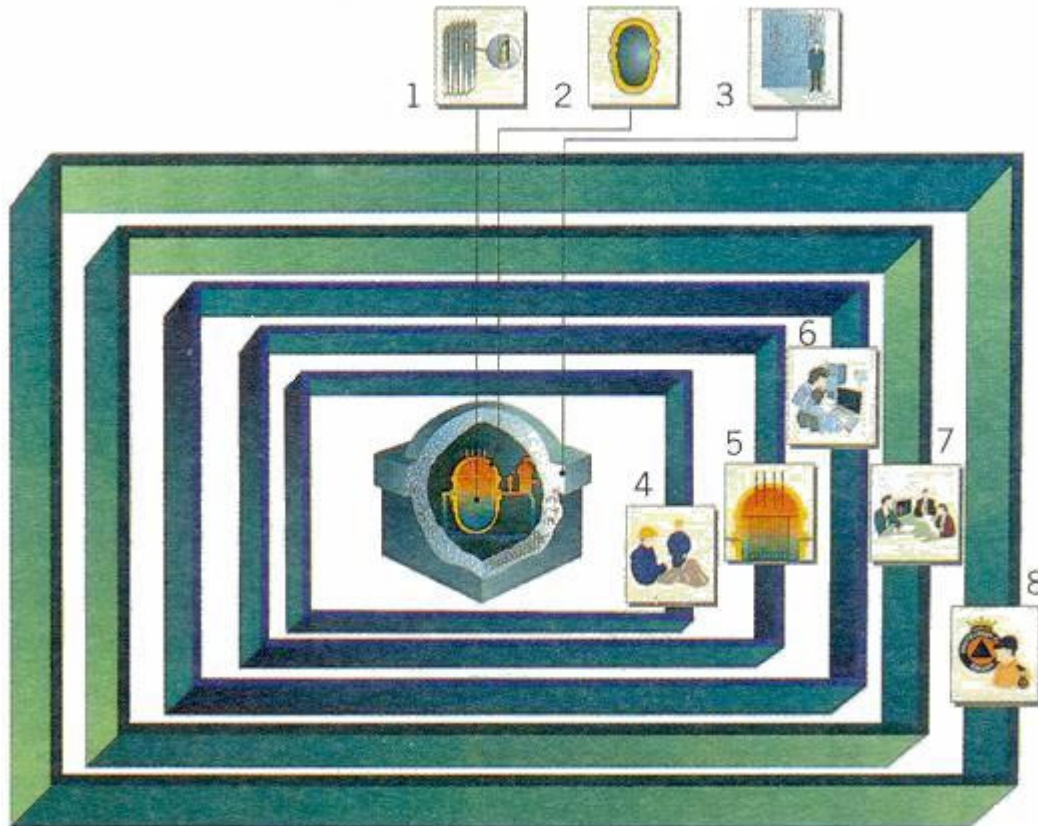
Además existen especificaciones técnicas de funcionamiento, cuyo objetivo es el control de la operación para que se mantenga dentro de los límites de seguridad fijados. Por otra parte las salvaguardias técnicas deben mantener las siguientes funciones vitales deducidas del objetivo principal de la seguridad nuclear.

- El control de la reacción nuclear
- La refrigeración del reactor.

Junto con otras medidas pasivas e intrínsecas, los sistemas de seguridad responden ante la indisponibilidad y fallos de los sistemas principales, así como a los posibles transitorios de operación.

El sistema asegura la refrigeración del reactor nuclear, en el supuesto de pérdida de la capacidad de refrigeración del reactor, por fallo o rotura del circuito primario, y la evacuación del calor residual producido por los productos de fisión existentes en el núcleo del reactor posterior a su parada.

Una serie de eventos deben ser analizados para diseñar los sistemas de refrigeración del reactor y de ellos se determina un evento que principalmente por sus características de mayor reto se define como el accidente base de diseño. El accidente por pérdida de refrigerante para los reactores de agua ligera es el que conduce al valor mínimo de la razón de flujo de calor crítico (CHF por sus siglas en inglés) o bien la razón mínima de potencia crítica en el reactor (MCPR por sus siglas en inglés) para el caso del diseño de los sistemas de seguridad en los reactores BWR.



BARRERAS FÍSICAS

1. Primera barrera: vainas de combustible.
2. Segunda barrera: circuito hermético.
3. Tercera barrera: contención.

NIVELES DE SEGURIDAD

4. Diseño y construcción sólidos para evitar accidentes.
5. Sistemas de control para mantener el funcionamiento dentro de las condiciones de operación normal.
6. Sistemas de seguridad para hacer frente a incidentes y accidentes.
7. Gestión de accidentes severos.
8. Gestión de emergencias.

Figura 1-2. Barreras de Contención.²

1.2 Sistemas Pasivos de Seguridad y Circulación Natural.

La nueva generación de plantas nucleares que está en desarrollo, y sus diseños basados en los éxitos alcanzados por la tecnología nuclear y las lecciones aprendidas de la operación de las centrales nucleares.

Todos los diseños preferentemente buscan el uso de sistemas de seguridad pasivo tales como acumuladores, intercambiadores de calor, condensadores, evaporadores y sistemas de inyección forzados por gravedad los cuales eliminan costos asociados con

la instalación, mantenimiento y operación de sistemas activos de seguridad que por su parte requieren múltiples bombas con un suministro de electricidad independiente y redundante para garantizar su operación.

Como resultado de esto, los sistemas pasivos de seguridad están siendo considerados para numerosos conceptos de reactores de la generación III avanzada (o bien III+) y potencialmente pueden encontrar aplicaciones en los diseños de los reactores de Generación IV.

Otra razón para el uso de sistemas de seguridad pasiva es el potencial aumento de la confiabilidad en los sistemas de seguridad.

Europa, Estados Unidos y otros países y la Organización Internacional de Energía Atómica (International Atomic Energy Agency IAEA) han establecido criterios básicos y requisitos para las futuras plantas nucleares. En Europa han trabajado en común para proponer un conjunto de requisitos nucleares de seguridad conocido como Requisitos europeos en instalaciones (European Utility Requirements EUR). El objetivo es establecer un conjunto de requisitos para las instalaciones en Europa que permitan desarrollar diseños competitivos y los estándares permitidos en los países correspondientes.

De manera semejante el departamento de Energía de los Estados Unidos ha lanzado una iniciativa de investigación internacional, llamada Generación IV, (Gen-IV) para desarrollar y presentar las nuevas tecnologías de reactores.

Los requerimientos para la Generación IV, objetivos tecnológicos y los principios básicos para los futuros sistemas de energía nuclear han sido establecidos en el Proyecto Internacional de Reactores Nucleares Innovadores (International Project on Innovative Nuclear Reactors INPRO) de la Agencia Internacional de Energía Atómica.

En la Tabla 1-1 se proporciona una lista de algunos de los requerimientos de la EUR relacionados con la seguridad de una planta. Los requerimientos deben ser desarrollados para los siguientes puntos:

- Características de la planta (Máximo quemado del combustible, intervalos de recarga)
- Objetivos de operación (Máxima disponibilidad de la planta, mínimos tiempos de recarga, velocidad del SCRAM)
- Estandarización (Diseño para soportar terremotos de alto grado, presiones externas e impactos de aviones).
- Objetivos económicos (Competitividad contra el quemado de carbón, costo de recuperación y tiempo de construcción).
- Prevención de daños del núcleo (Reducción en la frecuencia estimada de daños al núcleo)
- Mitigación de accidentes severos y control del hidrógeno.
- Tiempos de liberación de material radiactivo en términos de las fuentes.

Tabla 1-1. Descripción de algunos requerimientos europeos para instalaciones en seguridad de plantas nucleares.³

1.1	Aplicación del principio de “Tan bajo como sea razonablemente alcanzable”
1.2	El diseño debe orientado a la simplicidad, caracterizándose por el uso de sistemas de seguridad pasiva apropiados.
1.3	La clasificación de seguridad debe estar basada en: Condiciones base de diseño (Design Basis Conditions DBC) y condiciones extendidas de diseño (Design Extended Conditions DEC)
1.4	Desempeño de los sistemas de seguridad. Las funciones de las DBC y algunas DEC son necesarias para tener un grado de redundancia, diversidad (sistemas pasivos y activos), independencia, aislamiento y separación prácticos para asegurar la prevención de causas comunes de falla.
1.5	El diseño debe asegurar autonomía de modo que en DBC y situaciones complejas pueda alcanzarse un estado seguro de parada total, como un objetivo dentro de la 24 horas posteriores al inicio del accidente y en cualquier caso dentro de las 72 horas. Para DBC un estado seguro de parada del reactor como meta debe ser alcanzado dentro de una semana y antes de 30 días en cualquier caso.
1.6	Los EUR requieren una consideración adicional de otros criterios de ingeniería, tales como prevención de causas comunes de falla, diversidad, independencia y separación.
1.7	Peligros externos como terremotos, climas extremos, inundaciones, choques aéreos, instalaciones cercanas, interferencias electromagnéticas, sabotaje, peligros internos como incendios, sustancias nocivas, fallas en componentes de presión, interrupción del equipo rotatorio, caídas de carga e interferencias electromagnéticas deben ser contemplados.
1.8	Los requerimientos en los sistemas son preparados en términos del desempeño operacional para asegurar el control de la reactividad, remoción de calor y contención de la radioactividad. Los valores aceptables de los coeficientes de reactividad, operación estable y fiabilidad del sistema para el reactor se encuentran en los requerimientos de EUR.
1.9	La capacidad de despresurización y la integridad de la frontera de presión son requierdo adicionalmente para la remoción de calor en el núcleo, la temperatura, presión, flujo y control de inventario.
1.10	A largo plazo, después de un accidente, se requiere de la planeación de disponibilidad de equipo móvil.
1.11	Los EUR requieren de importantes planeaciones para demostrar el enfriamiento del interior de la vasija y la prevención de daños y perforaciones del material por el uso del sistema de despresurización automática.
1.12	Bajo DEC no se requiere de una calificación clásica ambiental, o en otras palabras el equipo debe ser probado.

Por otra parte los objetivos tecnológicos para la Gen-IV han intentado guiar el desarrollo de actividades. La Tabla 1-2 presenta los objetivos tecnológicos establecidos por el Foro Internacional de la Generación IV (Generation-IV Internacional Forum GIF) para la siguiente generación de reactores.

Tabla 1-2. Ocho objetivos para los sistemas nucleares de Generación IV.³

Sustentabilidad–1.	Los ciclos de combustible de los sistemas de energía nuclear de Generación IV proveerán generación de energía sustentable, eso representa alcanzar objetivos de aire limpio y promover la disponibilidad para utilizar sistemas y combustibles efectivos para la producción de energía a nivel mundial a largo plazo.
Sustentabilidad–2.	Los sistemas de energía nuclear de Generación IV minimizarán y manejarán sus desechos nucleares con una notable reducción a largo plazo en la administración de sus desechos en el futuro. De ahí las mejoras de protección para la salud pública y el ambiente.
Sustentabilidad–3.	Los ciclos de combustible de los sistemas de energía nuclear de Generación IV incrementarán la seguridad para garantizar que sean una forma poco atractiva y menos deseable para la utilización de sus materiales en armamento nuclear.
Seguridad y Confiabilidad–1.	Las operaciones de los sistemas de energía nuclear de Generación IV destacarán en seguridad y confiabilidad.
Seguridad y Confiabilidad–2.	Los sistemas nucleares de Generación IV tendrán una muy baja probabilidad y grado de daño en el núcleo del reactor.
Seguridad y Confiabilidad–3.	Los sistemas nucleares de Generación IV eliminarán la necesidad de respuestas de emergencia fuera del sitio.
Rentable–1.	Los sistemas de energía nuclear de Generación IV tendrán la ventaja de un ciclo de vida claro y bien definido en comparación con otras fuentes de energía.
Rentable–2.	Los sistemas de energía nuclear de Generación IV tendrán un nivel de riesgo financiero comparable con el de otros proyectos.

Seis sistemas de energía nuclear están siendo estudiados por miembros del GIF. Dos sistemas emplean un espectro de neutrones térmicos con refrigerantes y temperaturas que permiten la producción de energía con una alta eficiencia: el Reactor de Agua Supercrítica (Supercritical Water Reactor – SWR) y el Reactor de Muy Alta Temperatura

(Very High Temperatura Reactor – VHTR). Tres sistemas más emplean el espectro de neutrones rápidos para proporcionar un manejo más efectivo de los materiales nucleares a través del reciclado de mas componentes en el combustible descargado: el Reactor Rápido Enfriado por Gas (Gas-cooled Fast Reactor GFR), el Reactor Rápido Enfriado por Plomo (Lead-cooled Fast Reactor LFR) y el Reactor Rápido Enfriado por Sodio (Sodium-cooled Fast Reactor SFR). Y un sistema más es el Reactor de Sal Fundida (Molten Salt Reactor MSR) que emplea una circulación de mezcla de combustible liquido y ofrece una considerable flexibilidad para reciclar materiales nucleares.

Es importante mencionar que los objetivos tecnológicos resumidos anteriormente incluyen enfriamiento del reactor por circulación natural y sistemas pasivos de seguridad que usan circulación natural, como métodos para conseguir un alto nivel de seguridad y fiabilidad de las plantas. Con lo que se pretende mejorar la prevención de accidentes al cubrir los siguientes puntos:

- Simplificación de los sistemas de seguridad.
- Eliminación de modos comunes de fallas por una separación física, más diversas funciones de respaldo por funciones intrínsecamente seguras.
- Una menor sensibilidad a errores humanos por el diseño de componente con un gran inventario de agua durante un transitorio.
- Optimización de la interface hombre- maquina por instrumentación digital sistemas de control e información de estado y orientación suministrada por un sistema de información del operador.

1.3 Diseños de Reactores Avanzados.

Diferentes organizaciones están involucradas en el desarrollo de reactores avanzados, incluyendo gobiernos, industrias, universidades, centros y laboratorios de investigación. A menudo el grado de incremento en el costo de desarrollo proviene de la necesidad para construir un prototipo o una planta de prueba como parte del programa de desarrollo, se pueden identificar tres diferentes tipos de diseños que se encuentran relacionados, tal como muestra la Figura 1-3.

Diseño Avanzado:

Los diferentes tipos de reactores para las plantas nucleares en operación están siendo rediseñados con sistemas mejorados, simplificados y desarrollados y son generalmente llamados reactores avanzados. En general una planta de diseño avanzado es normalmente diseñada con la expectativa de mejorar todos los diseños anteriores y actualmente existentes. El diseño avanzado consiste en diseños evolucionados y requiere un mayor esfuerzo para su desarrollo. Este último puede variar desde modificaciones moderadas de los diseños existentes hasta un concepto totalmente nuevo. Y difiere de los diseños evolucionados en que un prototipo o una planta de demostración son requeridos como parte del programa desarrollado.

Diseño evolucionado.

Este tipo de diseño es un diseño que consigue mejoras sobre los diseños existentes a través de pequeñas o moderadas modificaciones con una marcada tendencia en mantener las características probadas para minimizar riesgo tecnológico. El desarrollo de un diseño evolucionado requiere más de ingeniería y pruebas de confirmación de las mejoras implementadas.

Diseño Innovador.

Este es un diseño que incorpora cambios conceptualmente radicales en los enfoques del diseño y en los sistemas de configuración comparados con los existentes. Y requieren considerables pruebas de fiabilidad, prototipos y plantas de demostración para su desarrollo.

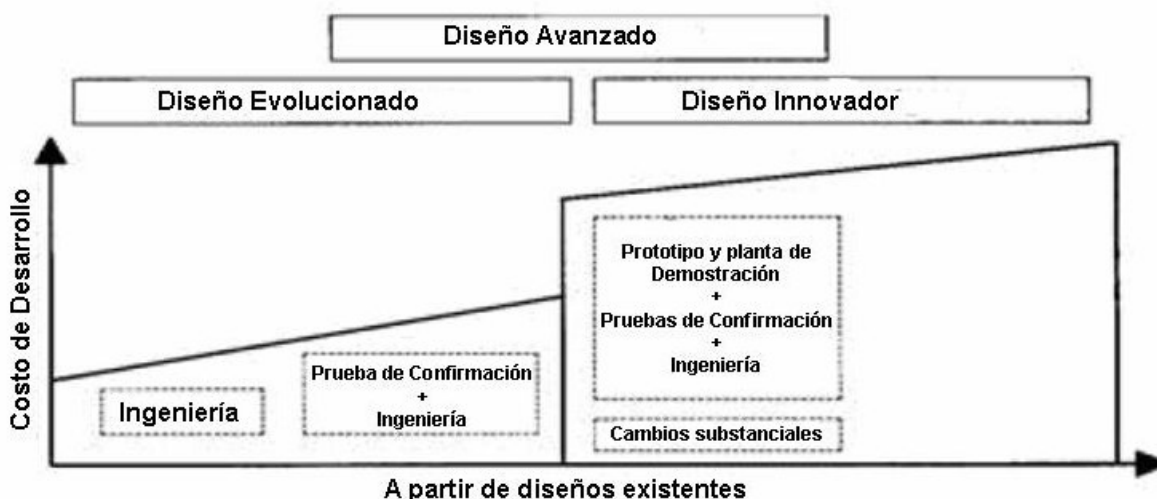


Figura 1-3 Costos de esfuerzos y desarrollos entre para diseños avanzados contra el diseño a partir de los ya existentes.⁴

Los diseños avanzados comprenden dos categorías básicas.

La primera categoría consiste en los diseños evolucionados y abarca los diseños evolucionados directos de las plantas actualmente existentes, los cuales presentan mejoras y modificaciones basadas en la retroalimentación de la experiencia y la adopción de nuevos desarrollos tecnológicos, y posiblemente también la introducción de algunas características innovadoras, como por ejemplo la incorporación de sistemas pasivos de seguridad. La Tabla 1-3 muestra una lista de los reactores evolucionados con sus características.

La segunda categoría consiste en los diseños que se desvían significativamente de los que actualmente existen, en consecuencia requieren sustancialmente de más pruebas y verificación, con una probable construcción de una planta de demostración de la planta prototipo, antes de la implementación comercial a gran escala. Estos son los llamados diseños innovadores.

Tabla 1-3. Diseños avanzados de Reactores de Agua ligera (LWR Light Water Reactor), con 700 MWe o mayor potencia. ⁴

Nombre	Tipo	MWe	Organización	Estado
ABWR	BWR	1383	General Electric. USA: Hitachi Y Toshiba	Operando en Japón. Diseño certificado por la NRC de los Estados Unidos.
ABWR-II	BWR	1717	Instalaciones de Japón, General Electric, Hitachi y Toshiba.	En fase de diseño, La introducción comercial se contempla para mediados del 2010.
APWR	PWR	1538	Mitsubishi Japón/Westinhous EU	Unidades 3 y 4 en Tsuruga planeadas para la compañía de Energía Atómica de Japon.
APWR	PWR	1750	Mitsubishi Japón	En fase de diseño, se planea el inicio de su construcción al final del año 2010.
BWR 90+	BWR	1575	Westinhouse Suecia	El diseño de la planta esta completado.
EPR	PWR	1650	AREVA ANP Francia/Alemania	Diseño completado y en construcción
ESBWR	BWR	1450	General Electric EU	En revisión por la NRC de los EU para certificación de diseño
KSNP	PWR	1050	Korea Hydro and nuclear Power Company, Republica de Corea	Unidades 1 y 2 planeadas para Shin Kort
APR-1400	PWR	1450	Korea Hydro and nuclear Power Company, Republica de Corea	Unidades 3 y 4 planeadas para Shin Kort
AP-1000	PWR	1200	Westinhouse EU	Diseño certificado por la NRC de los EU
EP-1000	PWR	1200	Westinhouse EU/ Genesi Italia	Programa en conjunto con el AP-1000. Los diseños y análisis están siendo conducidos para documentación en conformidad con la EUR.
SWR-1000	BWR	1290	AREVA Francia	La revisión de pre-aplicación del diseño de certificación fue iniciada en el 2002 por la NRC de los Estados Unidos.
CNP1000	PWR	1000	China National Nuclear Corporation, China	En diseño.
SCPR	SCWR	950	Toshiba Japón	Reactor Súper Crítico enfriado por agua este sistema fue seleccionado por el GIF
RMWR	BWR	1356	JAERI, Japón	Se llevaron acabo estudios y experimentos de diseño. Un prototipo a pequeña escala se espera para el 2010 y su comercialización se estima para el 2020.
RBWR	BWR	1356	Hitachi Japón	Estudios de diseño.

1.4 Definición de Sistemas Pasivos de Seguridad.

Un sistema pasivo de seguridad provee refrigeración al núcleo del reactor usando procesos tales como transferencia de calor por convección natural, condensación de vapor, evaporación de líquidos, inyección controlada de refrigerante por presión o inyección de refrigerante controlados por gravedad. Un sistema pasivo no depende de mecanismos, energía eléctrica externas, señales o fuerzas externas como bombas eléctricas.

Es importante mencionar que los sistemas pasivos de seguridad pueden proveer un mayor o igual grado de seguridad que los sistemas de seguridad activos usados en las plantas convencionales. Por ejemplo, para obtener la aprobación de un diseño en los Estados Unidos, una planta nuclear con sistemas pasivos debe demostrar que bajo las peores condiciones de accidente la planta puede ser enfriada de forma pasiva sin energía u operaciones externas por un mínimo de 3 días.

1.5 Reactores PWR y BWR con sistemas pasivos de seguridad.

La aplicación de sistemas pasivos de seguridad en las nuevas plantas de energía nuclear es un potencial que representa lograr una simplificación y mejora económica. El uso de sistemas pasivos no es completamente nuevo, y no es único para una línea de diseño de reactores en particular. Pero un incremento en la dependencia de estos sistemas, permite tener funciones de seguridad menos dependientes de componentes activos como bombas y generadores diesel. Este potencial representa alcanzar una reducción de costos para las futuras plantas nucleares. Muchos nuevos diseños de reactores nucleares que están bajo desarrollo incorporan sistemas pasivos basados en circulación natural.



Figura 1-4. Presentación general de las plantas AP600 y AP1000.⁶

1.5.1 Reactores AP600/AP1000

El AP600 y el AP1000 son los diseños de reactores nucleares de agua ligera presurizados que producen una potencia térmica de 1933 MW y 3400 MW respectivamente. En la Figura 1-4 se muestra una vista general de la planta y en la Figura 1-5 está un esquema que ilustra los componentes del sistema primario. El primer lazo consiste en la vasija del reactor, que contiene los ensambles de combustible nuclear, dos piernas calientes que conectan la vasija del reactor con los generadores de vapor, dos generadores de vapor, un presurizador, cuatro moto bombas, cuatro piernas frías para devolver el agua a la vasija después de pasar por los generadores de vapor.

La operación normal a máxima potencia es sencilla. El calor es generado en el combustible del reactor. Posteriormente el calor es transportado hacia el agua por convección. Debido a que el sistema opera a 15.5 MPa la ebullición del agua no ocurre. El agua calentada es transportada a través de las piernas calientes hacia unos tubos en forma de U invertida dentro de los generadores de vapor. La energía del refrigerante primario dentro de los tubos es transferida hacia el agua en el lado secundario por medio de la convección dentro de los tubos, las paredes de los tubos conducen el calor y hacen hervir el agua que se encuentra en la superficie exterior de los tubos en U invertida. El agua enfriada abandona los generadores de vapor y es bombeada por cuatro moto bombas a través de las cuatro piernas frías, de regreso hacia la vasija del reactor donde el ciclo de calentamiento se repite. La presión del sistema primario se mantiene constante gracias a un presurizador. En estos diseños la principal mejora es un ligero aumento en la duración del ciclo de combustible, pero la operación es fundamentalmente idéntica a la de los PWR actuales.

1.5.2 Los sistemas pasivos de seguridad de los reactores AP600 y AP1000.

Con respecto al fenómeno termo hidráulico, la operación de la planta es de el típico sistema de reactores de agua a presión (PWR). El principal rasgo del diseño de los reactores AP600 y AP1000 es que en condición de accidente usaría el decaimiento de calor en el núcleo para controlar el proceso de refrigeración del reactor. Como resultado los diseños del AP600 y AP1000 usan el calor de decaimiento para controlar los siguientes procesos de circulación natural.

- Sistema primario de circulación natural (lazos de 2x4)
- Lazo de circulación para la Remoción de Calor del Reactor por el Presurizador (Pressurizer reactor heat removal PRHR).
- Lazo de circulación para el Tanque de Recuperación del Núcleo (Core Make-up Tanks CMT).
- Recirculación del depósito de la contención inferior.
- Circulación interna en la contención (vapor).
- Circulación externa a la contención (Aire).

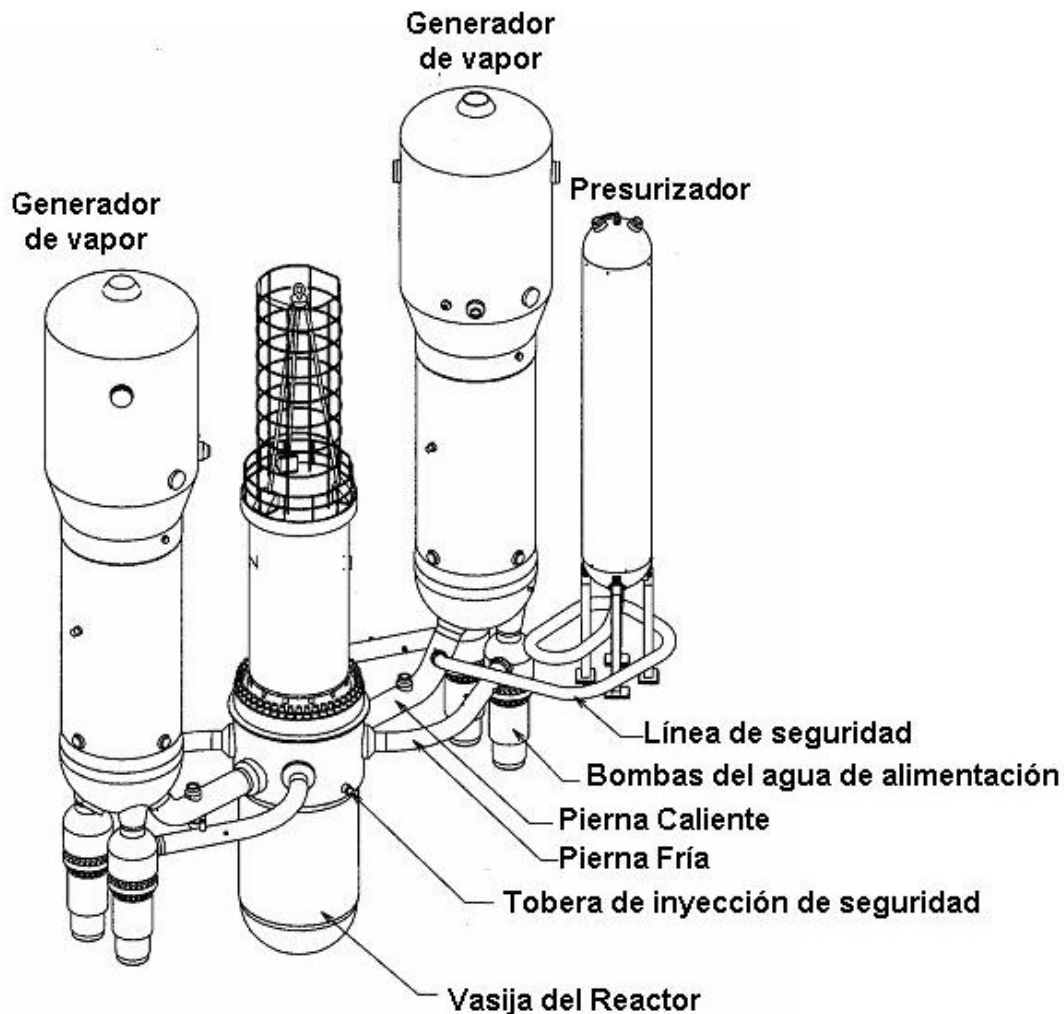


Figura 1-5. Esquema de lazo primario de una planta AP600 y AP1000.⁶

La Figura 1-6 presenta un esquema simple que describe las conexiones del sistema primario con los sistemas pasivos de seguridad que se enlistan a continuación para los diseños del AP600 y AP1000.

- Remoción de calor del reactor por el presurizador (Pressurizer Reactor Heat Removal PRHR)
- Dos tanques de recuperación del núcleo (Core Make-up Tanks CMT).
- Cuatro etapas del Sistema de Despresurización Automatico. (Automatic Depressurization System ADS)
- Dos tanques acumuladores (Accumulator Tanks ACC)
- Un tanque de almacenamiento de agua de recarga dentro de la contención (In-containment Refueling Water Storage Tank, IRWST)
- Un deposito inferior de la contención (Containment Sump CS)
- Sistema pasivo de Refrigeración de la Contención (Passive Containment Cooling System PCCS)

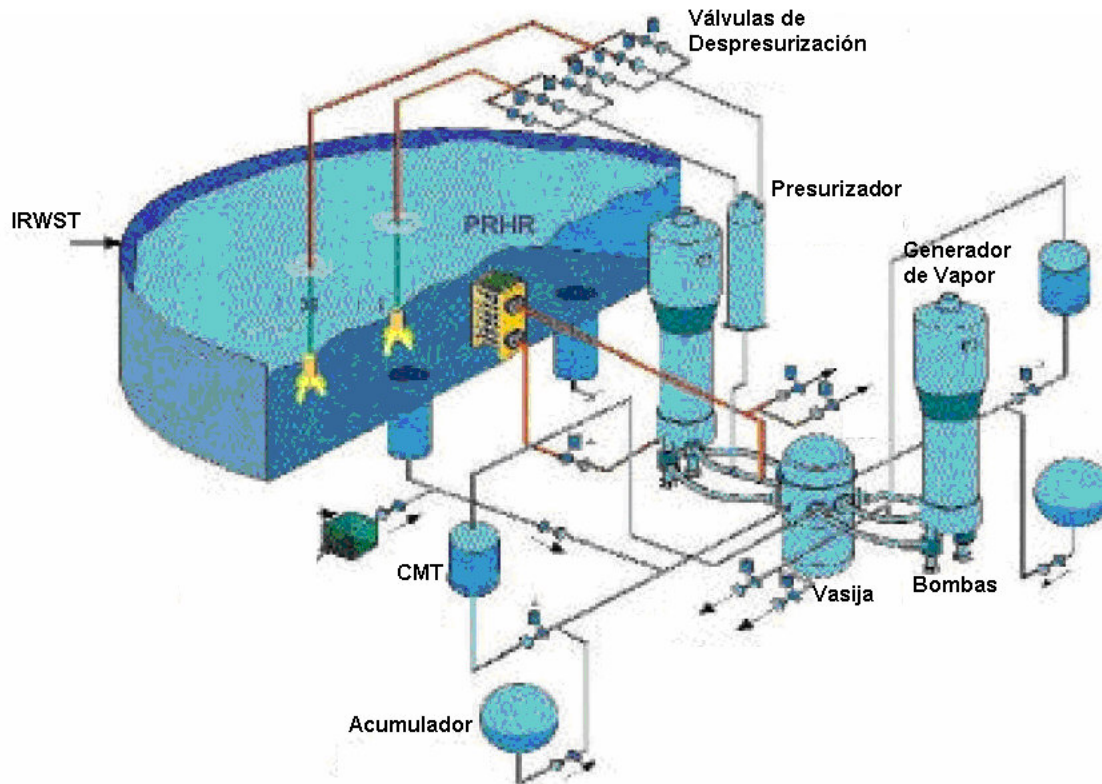


Figura 1-6. Sistemas Pasivos de Seguridad usados en los Diseños de los Reactores AP600 y AP1000.⁶

1.5.3 Sistemas pasivos en los reactores SWR1000 y ESBWR

La refrigeración de la atmósfera interna de la contención a través de condensadores instalados cerca del techo es una propuesta para el diseño del SWR1000. El SWR1000 tiene un condensador de refrigeración de la contención (Containment Cooling Condenser CCC) con un sistema secundario conectado a una piscina externa como se muestra en la Figura 1-7.

En el evento de falla del sistema de remoción del calor residual, cuatro CCCs están diseñados para remover el calor residual de la contención hacia secadores y separadores de la piscina localizada en la parte superior de la contención. Los CCCs son accionados por el incremento de la temperatura en la contención y utilizan circulación natural en ambos lados de los condensadores. En realidad son unos intercambiadores de calor sencillos montados cerca de 1 metro por encima del nivel del agua de la piscina de inundación del núcleo. Si la temperatura atmosférica del Pozo seco supera la temperatura de los separadores, el agua dentro de los tubos del intercambiador es calentada, fluye fuera de la línea debido a la pendiente de los tubos del intercambiador y sale de la línea debido a la elevación con respecto a la entrada.

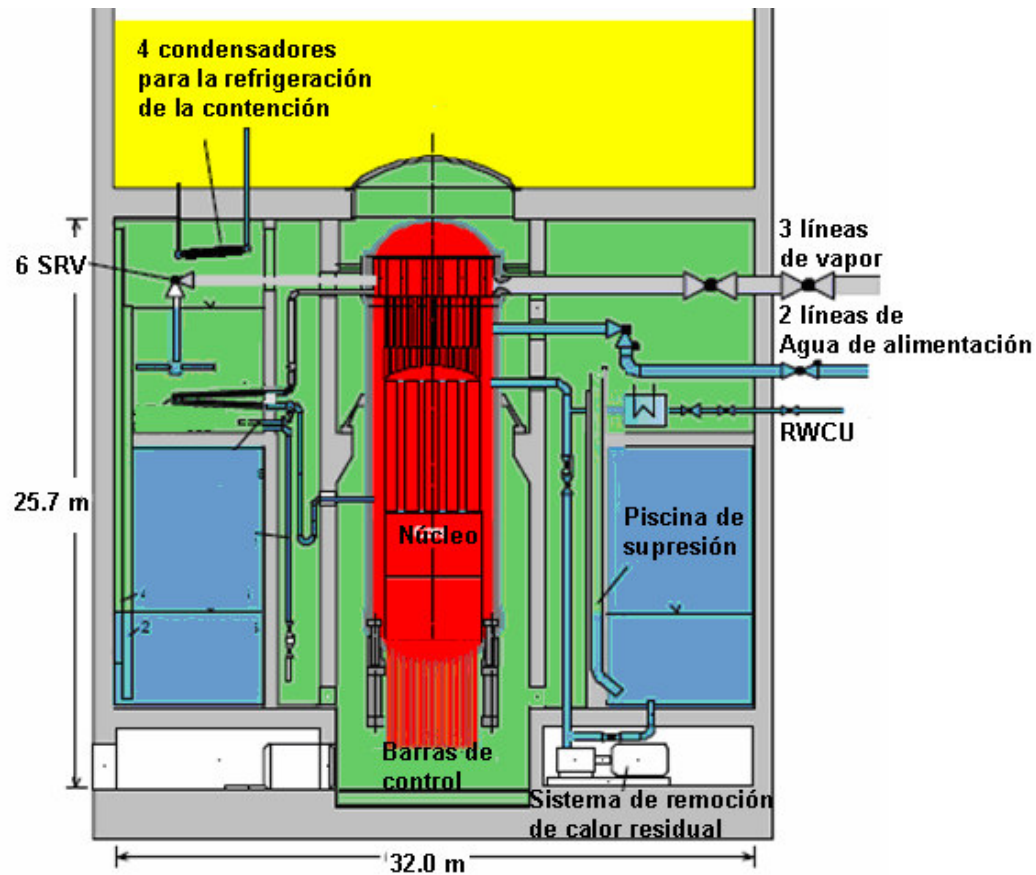


Figura 1-7. Arreglo conceptual de la contención y los sistemas pasivos de seguridad para el SWR1000.³

El SWR1000 implementa un sistema pasivo de condensación como el que se muestra en la Figura 1-8. Durante condiciones normales de operación el agua de alimentación de este sistema está parcialmente llena porque el nivel del agua del reactor es alto, es sólo en caso de accidente cuando los niveles del agua dentro de la vasija se reducen drásticamente cuando el condensador entra en operación.

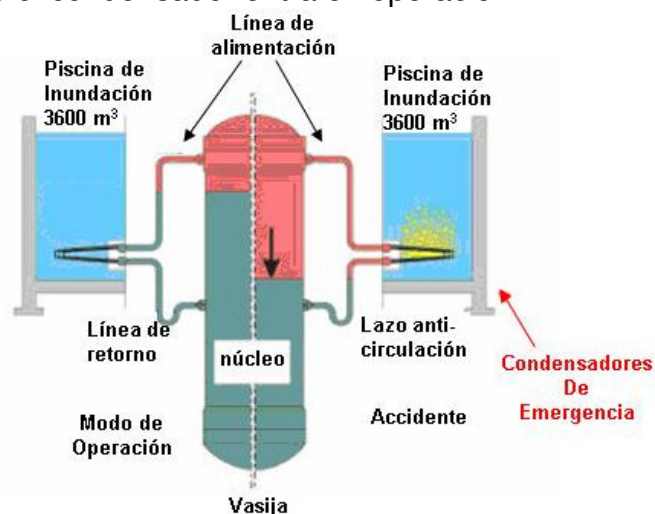


Figura 1-8. Condensador de emergencia del SWR1000.³

Como se puede observar en la Figura 1-9, los sistemas Pasivos de Refrigeración de la Contención (PCCS) son los sistemas comúnmente usados para remover el calor de decaimiento después de un evento de LOCA para un ESBWR, el sistema es una característica extraordinaria de seguridad del ESBWR. La remoción del calor en la contención es proporcionada por el Sistema de PCC y consiste en cuatro lazos de baja presión, el cual es un sistema relacionado con seguridad. Cada lazo consiste en intercambiadores de calor abiertos a la contención, una línea de drenado que regresa el condensado del PCCS a un tanque del mismo PCCS que está conectado a la vasija del reactor por medio de una boquilla. Los cuatro intercambiadores son similares a los sistemas del condensador para aislamiento (Isolation Condenser System ICS) localizados en las piscinas externas en la parte superior de la contención.

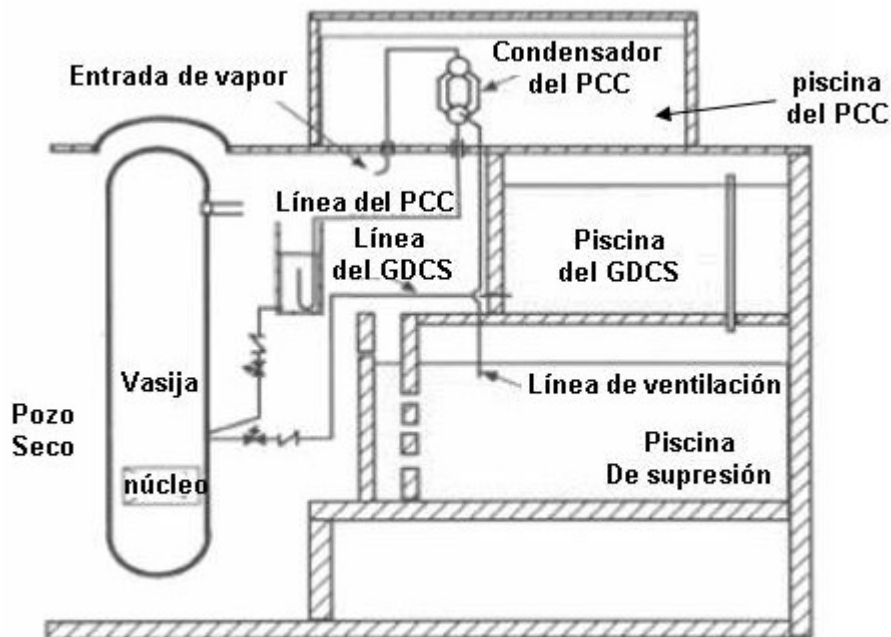


Figura 1-9. PCCS del ESBWR.³

La operación del PCCS es iniciada después de la despresurización de la vasija del reactor, y el condensado regresa a la vasija del reactor por una línea permanentemente abierta. El PCCS usa convección natural para proporcionar pasivamente una capacidad de refrigeración de la contención a largo plazo. Y la piscina del PCCS tiene el tamaño suficiente para remover el calor de decaimiento posterior al evento de LOCA durante las primeras 72 horas sin requerir una adición al inventario de agua de la piscina.

1.6 Objetivos y alcances.

Se pretende plantear modelos de orden reducido para obtener una rápida estimación de los valores del comportamiento de los sistemas involucrados durante un evento de pérdida de refrigerante en un reactor ESBWR sin tener la necesidad de correr códigos complicados en los cuales se toman incluso días para obtener el resultado de un análisis, que en la mayoría de los casos son eventos de 3 días, tiempo mínimo de

operación independiente que se considera para los sistemas pasivos de seguridad. El beneficio de este tipo de desarrollos es la identificación y dimensionamiento de los fenómenos principales, conduciendo a la respuesta que estiman los códigos de mejor estimación o de diseño.

De esta forma se planea comparar los resultados obtenidos con modelos simplificados para ver el margen de error con respecto a los códigos más complejos como el TRACG utilizado por General Electric, del cual se cuenta con resultados de carácter público disponibles en el sitio de la NRC de Estados Unidos. En esos reportes se tiene una sección que presenta los resultados relacionados con el evento de LOCA, donde uno de los objetivos es determinar las condiciones de agua en la vasija del reactor, presión, temperatura en el reactor y la contención después de un LOCA para garantizar que la integridad del núcleo, el reactor y la contención.

Bibliografía.

1. "Del Fuego a la Energía Nuclear", Comisión Federal de Electricidad, 1997
2. "Las Centrales Nucleares"
www.proteccioncivil.es/eu/Riesgos/Riesgos_Tecnologicos/Nucleares_y_radiologicos/informacion_previa.html
3. "Natural circulation in water cooled nuclear power plants" Phenomena, models, and methodology for system reliability assessments
www.osti.gov/bridge/servlets/purl/836896-HyQF4x/native/836896.pdf
4. "Overview of Global Development of Advanced Nuclear Power Plants" John Cleveland International Atomic Energy Agency, Viena, Septiembre 2005.
5. Energy, Code of Federal Regulations, Part 50, Office of Federal Register, National Archives and Records Administration, Available through Superintendent of Documents, U.S. Government Printing Office, Washington, D.C. 20402, 2004
6. AP600 AND AP1000 PASSIVE SAFETY SYSTEM DESIGN AND TESTING IN APEX José N. Reyes, Jr, Nuclear Power Technology Development Section, IAEA
www.iaea.or.at/OurWork/ST/NE/NENP/NPTDS/Downloads/TECDOC_NC_WM/Annexes/

2. El reactor ESBWR.

El Reactor Económico y Simplificado de Agua Hirviente, por sus siglas en inglés ESBWR, es el resultado de la evolución de los diseños de reactores de agua ligera en ebullición (BWR). La simplificación de la planta ha sido siempre uno de los objetivos en cada nuevo diseño de los BWR. El diseño del ESBWR incorpora varias mejoras de simplificación sobre los diseños previos y aunque conserva características tradicionales de los BWR como la contención a presión, también retoma tecnología usada en plantas construidas y operadas durante muchos años como la circulación natural, los condensadores para aislamiento, o la inundación controlada por gravedad forzada, además de que no utiliza bombas de recirculación en el reactor.

2.1 Evolución del diseño de los Reactores BWR

El diseño de los reactores de agua Hirviente (BWR) ha sido simplificado en dos áreas clave: los sistemas del reactor y el diseño de la contención, la Tabla 2-1 muestra un resumen de la evolución de los reactores BWR.

Tabla 2-1. Evolución de los reactores desde el BWR/1 hasta el ESBWR.¹

Reactor	Año	Características y aspectos de la Planta
BWR/1	1955	Doderwaard, Dresden 1, Big Rock Point, Humboldt Bay. • Circulación Natural (Doderwaard, Humboldt Bay) • Separadores de vapor internos. • Condensadores para aislamiento • Contención a presión reducida.
BWR/2	1963	Oyster Creek – Ciclo directo
BWR/3/4	1965/1966	Dresden 2/Browns Ferry • Recirculación controlada por bombas jet. • Implementación de ECCS: rocío e inundación. • Sistema de refrigeración para aislamiento del núcleo del reactor (Reemplaza el condensador para aislamiento) (BWR/4)
BWR/5	1969	LaSalle • Mejora de los sistemas ECCS • Control del flujo de la válvula de recirculación.
BWR/6	1972	Grand Gula • Mejora de las bombas jet y los separadores de vapor. • Mejora del desempeño de los ECCS
ABWR	1996	K-6/K-7. Lungmen • Bombas de recirculación internas • Ajuste fino de las barras de control.
ESBWR	En revisión	• Inundación de la contención. • Se retoma el condensador para aislamiento. • Se retoma la circulación natural. • Refrigeración pasiva de la contención. • Ajuste fino de las barras de control.

2.1.1 Diseño de la contención.

Las primeras contenciones BWR fueron estructuras esféricas “secas”, parecidas a las que se usan en los diseños de los PWR. Sin embargo, el BWR, cambio rápidamente al diseño de “supresión de presión” de la contención usando albercas de agua por sus ventajas:

- La alta capacidad de calor.
- Menor presión de diseño.
- La mejor adaptabilidad en una descompresión rápida.
- Extraordinaria capacidad para filtrar y retener productos de fisión.
- El gran inventario de agua disponible en caso de accidentes.
- El diseño simplificado y compacto.

El diseño de la contención está en la reducción de la presión, conjuntamente con la eliminación de los lazos externos de recirculación, lo que permite a la contención (por las dimensiones del edificio del reactor) ser más compacta.

En la Figura 2-1 se muestra la evolución del sistema de contención. La contención del Mark I fue de los nuevos diseños. La cavidad se usaba para tener un inventario grande agua en el Mark I lo que le daba un diseño característico de configuración de bombilla. El diseño cónico del Mark II tiene un arreglo menos complicado. El rasgo importante es el gran pozo húmedo de contención que provee más espacio al vapor y las tuberías del ECCS. El diseño de contención del Mark III, usado en todo el mundo con los BWR/6 y algunos BWR/5, representa una mejor simplificación. Su estructura de contención es un cilindro que es fácil para construir, y provee un acceso rápido al equipo y suficiente espacio para las actividades de mantenimiento. Otras características del Mark III incluyen respiraderos horizontales para reducir el impacto del accidente por pérdida de refrigerante (Lost Of Coolant Accident LOCA).

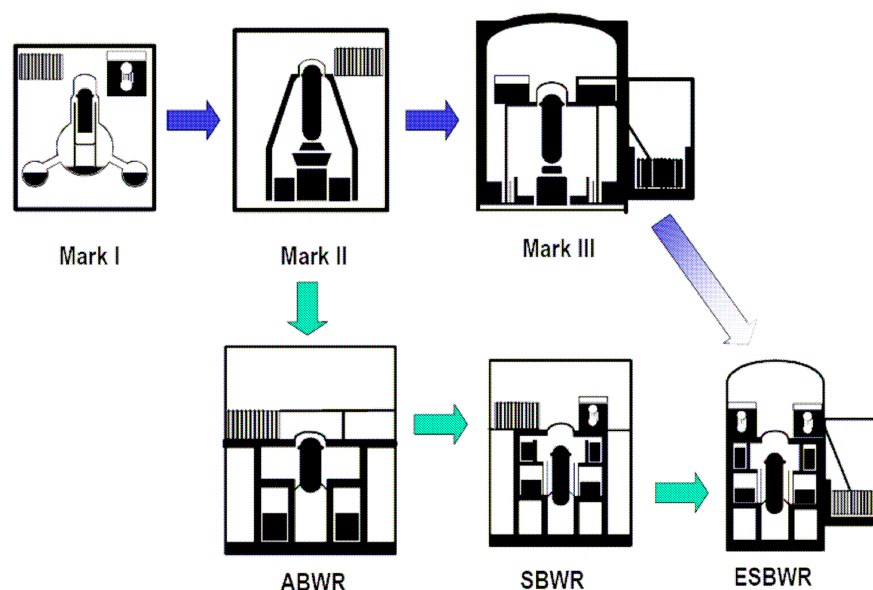


Figura 2-1. Evolución del Sistema de contención.³

La contención del ABWR es significativamente más pequeña que la contención Mark III por la eliminación de los lazos de recirculación que se traduce en un de los diseños más compacto del edificio del reactor. La estructura misma es hecha de concreto reforzado con acero de donde deriva su nombre -RCCV, contención de la vasija de concreto reforzado. De esta forma el ESBWR aprovecha los diseños licenciados de modelos anteriores del BWR, y se rediseñan y adaptan para los sistemas que incorpora con el nuevo diseño de circulación natural y control por gravedad forzada.

2.1.2 Sistemas del Reactor.

Con respecto a los sistemas del reactor el Dresden 1 no fue un BWR verdadero. El diseño se basó en el ciclo dual del vapor, y no en el ciclo directo del vapor que caracteriza los BWR. El vapor era generado en el reactor pero el fluido se mandaba a un tambor elevado y un generador secundario de vapor antes de transmitir el vapor a la turbina. El primer grado de simplificación, como se muestra en la Figura 2-2, fue la eliminación del tambor externo de vapor introduciendo dos innovaciones técnicas el separador interno de vapor y el secador (KRB, 1962). Esta práctica de simplificar el diseño con innovaciones técnicas continuó.

Los primeros BWR de ciclo directo (Oyster Creek) aparecieron a mediados de 1960 y se caracterizaron por la eliminación de los generadores de vapor y el uso de cinco lazos externos de recirculación. Posteriormente, los sistemas del reactor estaban adicionalmente simplificados por la incorporación de bombas jet internas. Estas bombas fueron lo suficientemente potentes para reducir el número de lazos externos de recirculación a 2. Esta primera parte de cambio aparecida en la planta Dresden-2 BWR/3.

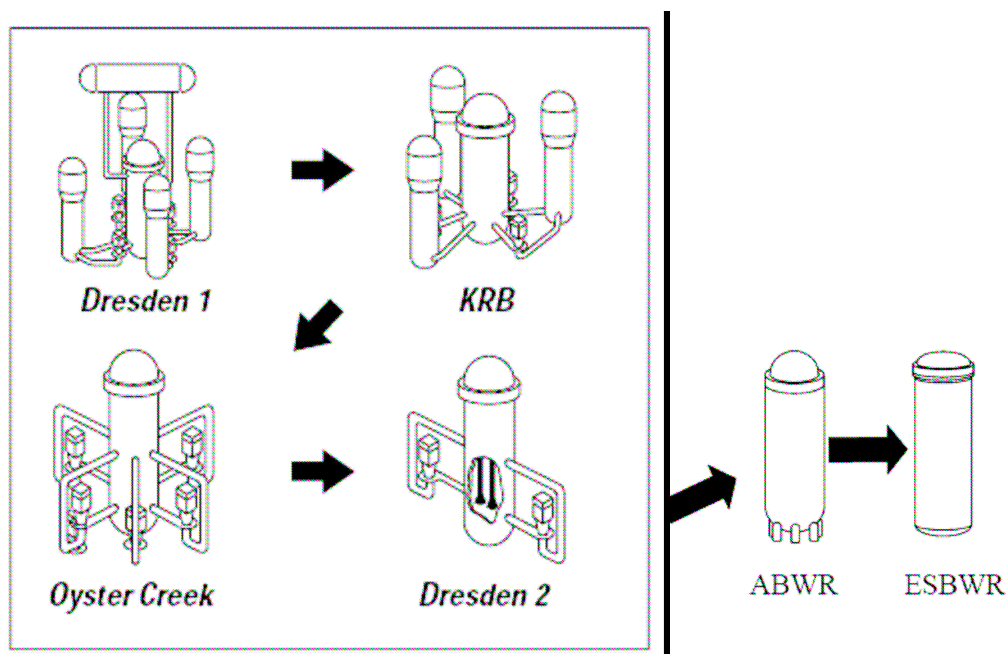


Figura 2-2. Evolución del Sistema de recirculación.³

El uso de bombas internas en el diseño del reactor ABWR ha llevado este proceso de simplificación a su conclusión lógica. Usando directamente bombas dentro de la vasija, las bombas jet y los sistemas de recirculación externos, con sus bombas, válvulas y sistemas de tuberías han sido eliminados por completo. Este rasgo del diseño es la razón de las ventajas de seguridad en la operación del ABWR

Tabla 2-2. Atributos y experiencia relacionada con el ESBWR.¹

Atributos del ESBWR	Planta	Pruebas
IC	Doderwaard, Dresden 1, 2, 3, Big Rock Pt., Tarapur 1, 2, Nine Mile Pt., Oyster Creek, Millstone 1, Tsurugam Nuclenor, Fukushima 1.	Plantas operando
Circulación natural	Doderwaard, Humboldt Bay	Plantas operando
Valvulas de explosión	BWR/6 y ABWR Válvulas de inyección SLC	Plantas operando Prueba 323 de la IEEE
Inundación por gravedad	Sistema de piscina de depósito del BWR/6, Sistema de inundación de la piscina de supresión	Operando en las plantas.
Separadores internos de vapor	BWR/1-6 y ABWR	Plantas operando
Chimenea (del núcleo hacia los separadores de vapor)	Doderwaard, Humboldt Bay	Plantas operando
FMCRD	ABWR	Pruebas y desarrollo del programa ABWR K-6 en operación.
Válvulas de Despresurización Automática (MSIV)	Todos los BWR	Plantas operando
Reducción de presión	BWR/1-6 y ABWR	Pruebas del Mk I/II/III y ABWR
Ventilación horizontal	BWR/6 y ABWR	Pruebas en el Mk III y ABWR
Enfriadores rápidos	BWR/2-6 y ABWR	Pruebas del Mk I/II/III Plantas operando
PCC (Función dual de los intercambiadores de calor)	BWR/6, Modo de condensación de vapor de intercambiador de calor para la remoción del calor residual.	Plantas operando. PANDA, GIRAFFE, PANTHERS

El Reactor ESBWR, basado en el diseño del reactor SBWR, utiliza la circulación natural, que aprovecha la diferencia de densidades del fluido refrigerante y procesos físicos como la gravedad natural en el proceso de circulación, con lo que permite simplificar los sistemas del reactor. La ventaja de no tener lazos externos con bombas de recirculación

reduce significativamente el riesgo de que el núcleo se descubra por pérdida de refrigerante, a pesar de todo permanecen las perforaciones inferiores para el sistema de limpieza del agua del reactor y los actuadores del sistema para la inserción de las barras de control.

En esencia, el ESBWR ha empleado las mejores características de diseños anteriores de plantas ya licenciadas para continuar el proceso de simplificación como se muestra en la Tabla 2-2. De hecho la única innovación completamente nueva que lo caracteriza son los intercambiadores de calor del Sistema de Refrigeración Pasivo de la Contención (Passive Containment Cooling System PCCS) para la remoción del calor por decaimiento.

Los dos resultados directos de esta evolución son: La simplicidad con la que el operador puede responder a un evento en la planta y el mayor tiempo que dan los sistemas para que el operador pueda tener días en vez de minutos para responder ante un evento.

2.2 Sistema de Circulación Natural.

El ESBWR usa circulación natural para proveer el flujo al núcleo. La circulación natural en el ESBWR se establece debido a las diferencias de densidad entre el agua de la vasija, en el anillo exterior fuera de la chimenea y el cilindro que contiene el núcleo y la mezcla de vapor/agua dentro del mismo cilindro y la chimenea. La alta densidad del agua en el anillo exterior crea una alta presión o control principal cuando es comparado con la baja densidad del fluido (vapor/agua) en el núcleo y la chimenea.

La energía producida en el núcleo del reactor calienta el agua que entra en la base y comienza a convertir el agua en una mezcla de vapor y líquido. En el núcleo el agua subenfriada primero se calienta a la temperatura de saturación, y a medida que más calor se agrega la ebullición del líquido de refrigeración comienza. Como el líquido de refrigeración viaja hacia arriba a través del núcleo el porcentaje de vapor saturado aumenta hasta que en la salida del núcleo el valor promedio de vapor saturado es aproximadamente 18% del peso. Esta mezcla del vapor/agua viaja hacia arriba a través de la chimenea hacia los separadores de vapor donde la fuerza centrífuga separa el vapor del agua. El agua saturada y separada regresa por medio de los separadores mientras el vapor ligeramente húmedo viaja hacia arriba a los secadores de vapor y eventualmente es expulsado por las boquillas de la línea de vapor principal y el sistema de tuberías hacia la turbina.

El agua de alimentación, a una temperatura más fría, vuelve a entrar a la vasija en la parte superior del anillo exterior, donde se mezcla con el agua saturada cerca de los separadores y subenfria esta agua. La mezcla resultante es sub-enfriada sólo algunos grados por debajo de la temperatura de saturación. La mezcla más fría viaja hacia abajo a través del downcomer para volver a entrar al núcleo. El agua por consiguiente forma un lazo de recirculación dentro de la vasija. La masa de vapor permite que la vasija se

iguale por las masas de agua de alimentación que entran. La Figura 2-3 muestra el sistema de circulación natural del ESBWR.

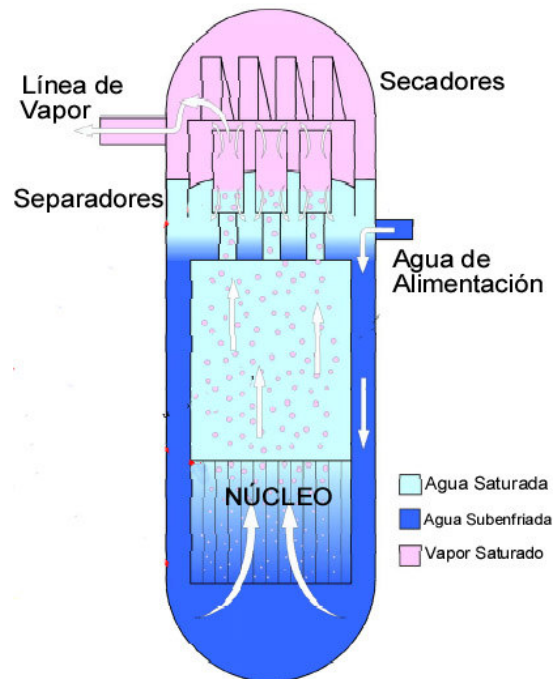


Figura 2-3. Sistema de Circulación Natural.³

La chimenea añade altura para esta diferencia de densidad, con tal efecto provee un control adicional en el proceso de circulación. La circulación forzada en el BWR actúa de la misma forma básica que usando bombas internas o externas para añadir el control del flujo de recirculación en lugar de la elevación proporcionada por la chimenea.

2.3 Sistemas de Emergencia.

Los sistemas de emergencia de enfriamiento del núcleo (Emergency Core Cooling System ECCS) se dividen en dos grupos de acuerdo a la presión a la que actúan.

- Alta presión
- Baja presión:

Los sistemas de alta presión son: el Sistema de Rocío del Núcleo a Alta Presión (High Pressure Core Spray HPCS) y el Sistema de Despresurización Automática (ADS), mientras que los de baja presión son: el Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión (Low Pressure Core Spray LPCS) y el Sistema de Inyección de Agua a Baja Presión (Low Pressure Core injection LPCI), éste último en realidad es un modo de operación del Sistema de Remoción de Calor Residual (Residual Heat Removal RHR).

Los ECCS constituyen una salvaguardia de ingeniería y su función es mantener el enfriamiento adecuado del núcleo en todo el rango de condiciones operacionales y en el espectro completo de posibles roturas, incluyendo el accidente base de diseño (DBA), "LOCA".

Estos sistemas han sido diseñados para que después de cualquier accidente con pérdida de refrigerante (LOCA), incluyendo el accidente base de diseño (DBA), el núcleo permanezca con una configuración geométrica que permita su enfriamiento, para evitar o limitar la liberación de los productos de fisión. El criterio básico es limitar tanto la temperatura como la oxidación del encamisado del combustible para evitar o minimizar su fragmentación y minimizar la generación de hidrógeno producida por la oxidación del encamisado para proteger la contención.

Las funciones de los ECCS son:

- a) Proporcionar medios redundantes para remover el calor almacenado y el calor de decaimiento generado en el núcleo del reactor después de cualquier rotura, incluyendo el LOCA base de diseño.
- b) Mantener el inventario de agua en la vasija del reactor ante roturas pequeñas, las cuales no despresurizan la vasija.
- c) Asegurar que la temperatura del encamisado de combustible permanezca por debajo de los límites establecidos con el fin de limitar la oxidación de las mismas y así evitar su debilitamiento y fragmentación durante el enfriamiento.
- d) Proporcionar enfriamiento del núcleo a largo plazo para remover el calor de decaimiento. Se define enfriamiento a largo plazo como el enfriamiento necesario después de ocurrido el transitorio térmico debido al LOCA, hasta que el combustible pueda ser removido en forma segura.

La actuación de los ECCS depende de la razón de pérdida de refrigerante y ésta a su vez depende del tamaño y tipo de rotura de la tubería.

2.4 ECCS del reactor ESBWR

Los sistemas de emergencia ECCS del ESBWR son el Sistema de Refrigeración Forzada por Gravedad (Gravity Driven Cooling System GDSCS), Sistema del Condensador de Aislamiento (Isolation Condenser System ICS) y el Sistema de Despresurización Automático (Automatic Depressurization System ADS).

2.4.1 Sistema de Refrigeración Forzada por Gravedad (GDSCS)

El GDSCS provee refrigeración de emergencia al núcleo después de cualquier acontecimiento que amenaza el inventario del refrigerante del reactor. Es un sistema de inyección de refrigerante a baja presión, consiste en tres piscinas separadas que están localizadas en la parte superior de la contención (9.9 m por arriba del combustible), las tuberías que conectan las piscinas con la vasija del reactor con las válvulas de explosión y check. Las piscinas están completamente aisladas del pozo seco. (DW-drywell).

Durante un LOCA, el refrigerante es drenado de las piscinas del GDSCS hacia la vasija del reactor cuando la despresurización permite que, con la propia gravedad sea suficiente para vencer la diferencia de presiones entre el pozo húmedo (WW-wetwell) y la vasija del reactor. La despresurización del Vasija (Reactor Pressure Vessel RPV)

ocurre por la rotura de una tubería con flujo, desde o hacia la vasija. Posteriormente esta despresurización aumenta cuando el nivel de agua en el downcomer cae hasta 5.547 m por arriba del combustible, siendo el ADS el primero en operar por un largo periodo de tiempo.

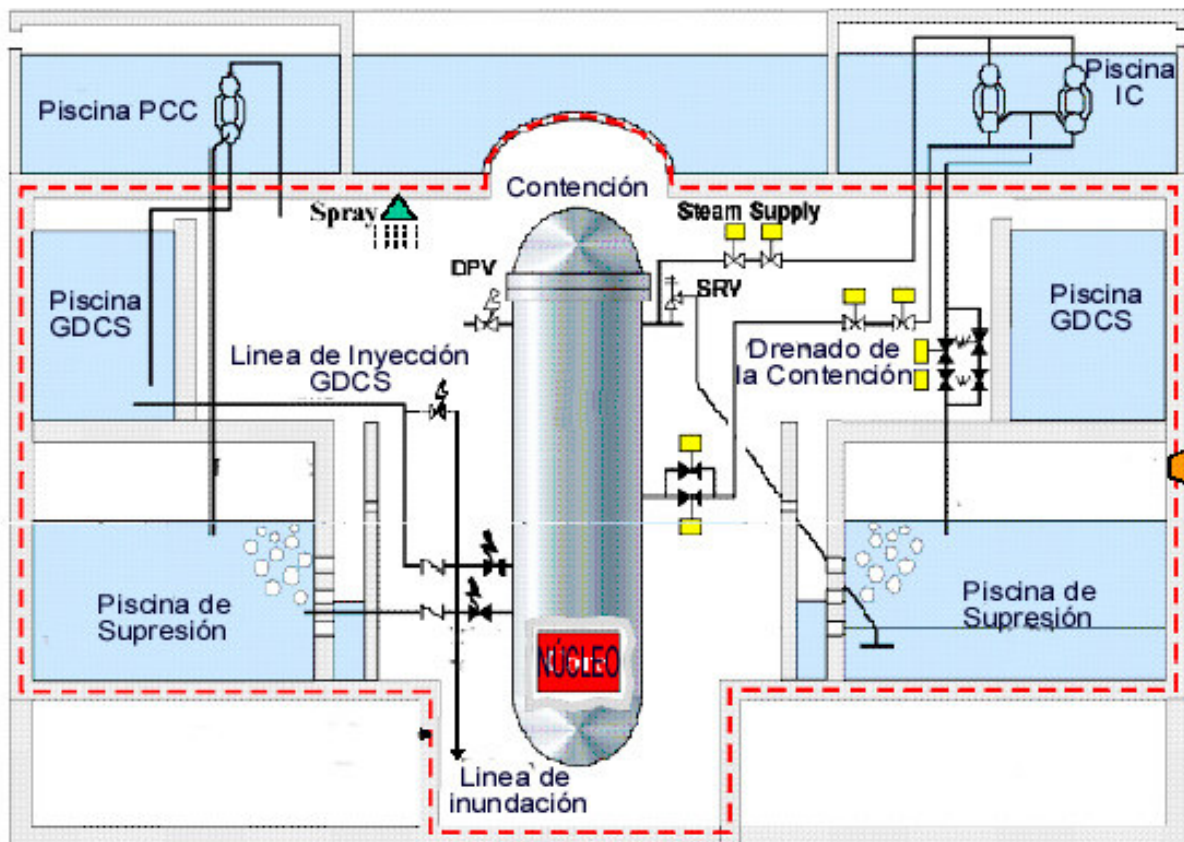


Figura 2-4. Sistemas de Seguridad Pasiva.²

El GDCS es un sistema pasivo que no requiere de energía eléctrica para funcionar o intervención del operador, una vez abiertas las válvulas no hay posibilidad para cerrarlas. Una vez que el reactor es despresurizado el GDCS es capaz de inyectar grandes volúmenes de agua en la vasija del reactor despresurizado para mantener el núcleo cubierto por lo menos 72 horas después de un LOCA.

El sistema también drenaría de las piscinas del GDCS hacia el pozo seco inferior en el evento de una secuencia de núcleo fundido que causase falla en la parte inferior de la vasija permitiendo que el combustible fundido alcanzase la cavidad del piso del pozo seco.

2.4.2 Sistema de despresurización Automático (ADS).

El ADS es del ECCS (sistema de emergencia de enfriamiento del núcleo) diseñado para liberar la presión del vapor de las líneas de vapor principal y la vasija del reactor si las condiciones lo requieren, mientras el GDCS tiene la capacidad de recuperar el refrigerante cuando la presión del reactor es suficientemente baja..

El ADS está compuesto de válvulas de alivio de seguridad (Safety Relief Valve SRV) y válvulas de despresurización (Depressurization Valve DPV) y de sus instrumentos y controles asociados. Durante un LOCA se requiere de una despresurización rápida de la vasija, función que realiza el ADS, lo que proporciona el tiempo suficiente para que el GDCS inyecte el refrigerante al núcleo permitiendo a los PCCS e ICS mantener la temperatura del núcleo por debajo de los límites definidos. Mantienen la operación del GDCS y así mantener el reactor en estado despresurizado sin utilizar energía externa.

2.4.3 Sistema Pasivo de Refrigeración de la Contención (PCCS)

El PCCS es capaz de mantener refrigerado el reactor durante 72 horas después de que se inicia un LOCA, y mantiene la contención por debajo de la presión de diseño de 413.7 kPa sin usar los sistemas activos de seguridad.

El sistema consiste en 4 condensadores de baja presión sumergidos en grandes piscinas (IC/PCCS) localizadas en la parte superior del pozo seco. La entrada a los condensadores siempre esta abierta al pozo seco. El vapor y la mezcla de vapor con nitrógeno entra a los condensadores del PCCS, por la línea de vapor de entrada que viene del pozo seco, el vapor es condensado en los tubos verticales de los condensadores. El agua de las piscinas que cubren los condensadores remueve el calor y el vapor producido es ventilado a la atmósfera. El vapor condensado dentro de los tubos es drenado a uno tanques de drenado, que están conectados al RPV por medio de una válvulas cheeck y válvulas de explosión. Debido a que los gases no condensables puede reducir la eficiencia para condensar el vapor, esto son separados y enviados a la piscina de supresión por medio de una tubería de ventilación como se muestra en la Figura 2-5.

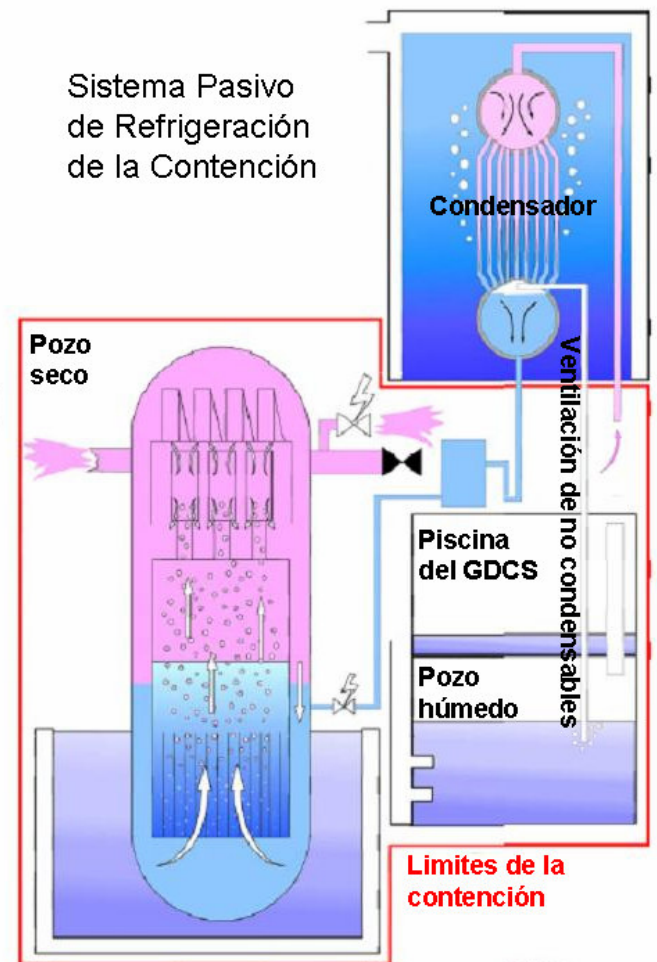


Figura 2-5 Detalle de operación del PCCS.³

2.4.4 Sistema de condensador en aislamiento (ICS).

El ICS remueve el calor de decaimiento durante un transitorio en la línea de vapor en un SCRAM del reactor.

Es un sistema pasivo de alta presión, con cuatro lazos de condensadores de aislamiento, como parte de la frontera de presión del refrigerante en el reactor. Cada condensador está sumergido en las piscinas de ICS y PCCS, el sistema de condensado opera de forma similar al PCCS, solo que el ICS en operación normal está conectado directamente a las líneas de suministro de vapor y el condensado es drenado directamente a la vasija del reactor para cerrar el ciclo, como se muestra en la Figura 2-6.

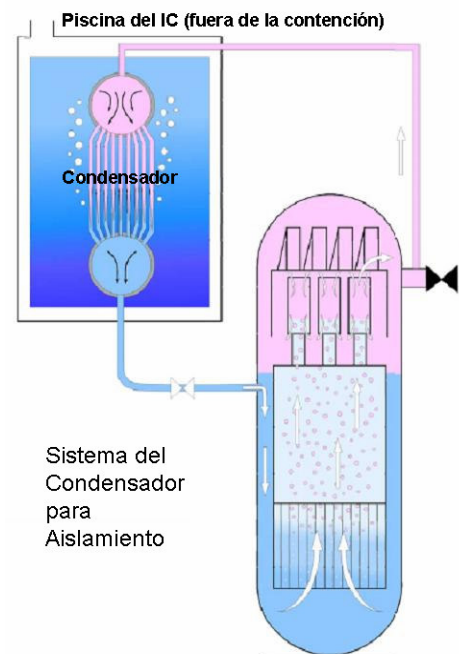


Figura 2-6 Operación del ICS.³

2.5 Niveles de instrumentación

Para la operación de los sistemas del reactor se tienen definidos niveles de instrumentación que indican el inicio de operación de algún sistema, estos niveles son muy importantes sobre todo para los sistemas de emergencia, los cuales tienen una secuencia de operación en caso de accidente de acuerdo a los niveles de agua que se presentan en la tabla 2-3 y gráficamente se muestran en la Figura 2-7.

Tabla 2-3. Alturas de los Niveles de Instrumentación en la vasija del Reactor.⁶

Nivel de Instrumentación	Elevación [m]
Nivel 9 – (L9)	22.39
Nivel 8 – (L8)	21.89
Nivel 4 – (L4)	20.60
Nivel 3 – (L3)	19.78
Nivel 2 – (L2)	16.05
Nivel 1.5 – (L1.5)	13.00
Nivel 1 – (L1)	10.00
Nivel 0.5 – (L0.5)	8.45

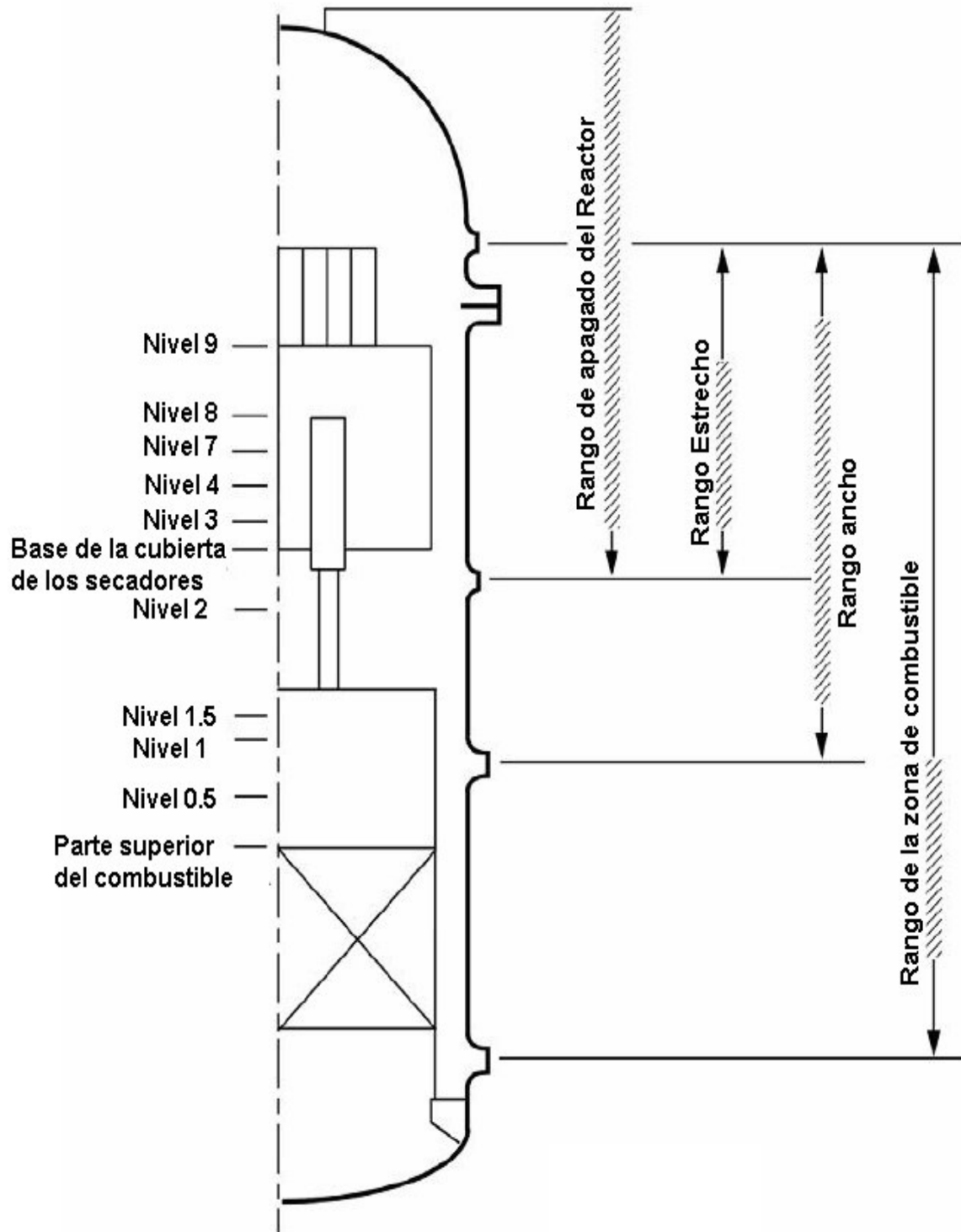


Figura 2-7. Niveles de agua en la vasija del Reactor.⁷

Con el fin de relacionar niveles de instrumentación con las dimensiones físicas del reactor y la contención se tienen los datos presentados en las Tablas 2-4 y 2-5, donde se tienen los valores de volúmenes y capacidades, para el reactor y el interior de la contención primaria.

Tabla 2-4. Geometría del sistema de refrigeración del reactor.⁴

	Longitud [m]	Altura / nivel del líquido [m]	Elevación [m]	Área promedio de flujo [m ²]
Pleno inferior	4.13	4.13 / 4.13	0.00	16.83
Núcleo	3.79	3.77 / 2 fases	4.13	20.22
Chimenea	6.61	6.61 / 2 fases	7.90	29.27
Pleno superior	2.75	2.75 / vapor	14.51	29.53
Domo	2.79	2.79 / vapor	24.77	28.67
DownComer	14.53	14.53 / 14.53	2.74	8.40

Tabla 2-5 Especificación de la contención.⁶

Pozo seco	
Volumen libre parte superior	6016 m ³
Volumen libre parte inferior	1190 m ³
Presión de diseño	310 kPa / 414 kPa
Presión de operación nominal/máxima	106.5 kPa / 110.3 kPa
Temperatura de diseño	171 °C
Temperatura de operación	57.2 °C
Pozo húmedo	
Espacio libre para el volumen normal de agua	5432 m ³
Presión de diseño	310 kPa
Presión de operación nominal/máxima	106.6 kPa / 110.3 kPa
Temperatura de diseño	121 °C
Temperatura de operación	43.3 °C
Piscina de supresión	
Profundidad al nivel normal de agua	5.45 m
Área de superficie de la piscina	799 m ²
Temperatura de operación	43.3 °C
Piscinas del GDSCS	
Volumen total del agua (por piscina ubicadas a 90° y 270°)	560 m ³
Volumen total del agua (para la piscina ubicada a 180°)	739 m ³
Área de superficie (por piscina ubicadas a 90° y 270°)	84.8 m ²
Área de superficie (para la piscina ubicada a 180°)	112 m ²

2.6 Condiciones Generales de Operación.

Para toda planta de generación eléctrica se tienen condiciones de operación nominal a diferentes potencias de operación, y para los intereses de análisis del accidente por pérdida de refrigerante se requieren las condiciones de operación de la planta al 100%

de potencia para el cual se tiene el balance de masa y energía del reactor que se muestra en la Figura 2-8.

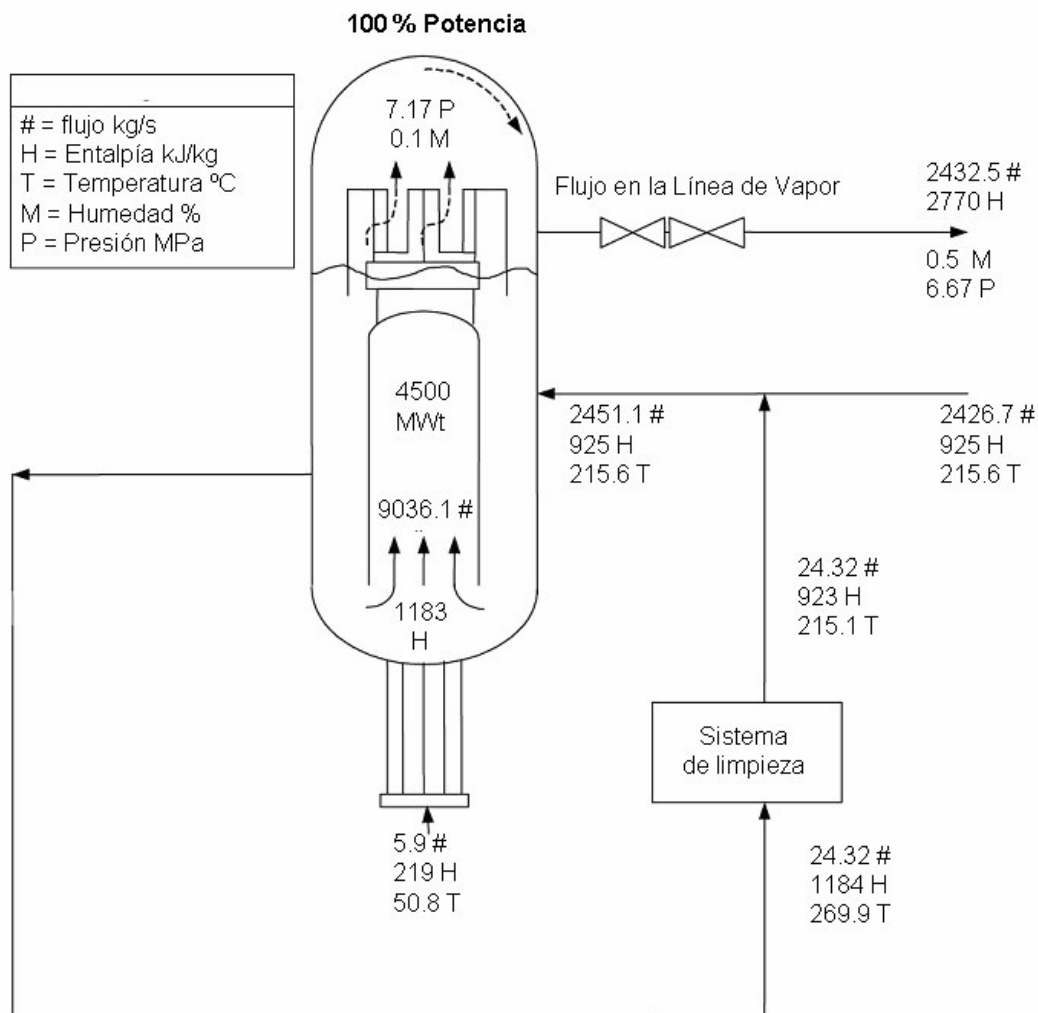


Figura 2-8 Balance de Masa y Energía del ESBWR a 100% de potencia.⁸

2.7 Resumen

La evolución del diseño de los reactores BWR da como resultado el diseño simplificado del reactor ESBWR, el cual basa su principio de operación en la circulación natural gracias a las diferencias de densidad entre el agua de la vasija, en el anillo exterior fuera de la chimenea y el cilindro que contiene el núcleo y la mezcla de vapor/agua dentro del mismo cilindro y la chimenea. Por otra parte los sistemas de emergencia para la refrigeración aprovechan los cambios de presión durante un accidente para permitir la circulación forzada por gravedad y otros procesos físicos naturales que permiten llevar al reactor a una condición segura sin la intervención del operador durante las primeras 72 horas de que se inicia el evento.

Bibliografía

1. "Technology Basis for the ESBWR – An Overview" Khorana, Shiralkar, Rao, and others, Design an technology volumen 2 Junio 1997.
2. "Economic Simplified Boiling Water Reactor Plant General Description", GE Junio 2006.
3. "ESBWR Design, Technology and Program Plan Overview", Rao A. S., NRC Sataff – GE Metting, Junio 2002.
4. "Reactor" Chapter 4-ESBWR Design Control Document Tier 2, Revisión 0, GE, Agosto 2005.
5. "Engineered Safety Features" Chapter 6-ESBWR Design Control Document Tier 2, Revisión 0, GE, Agosto 2005.
6. "Safety Analyses" Chapter 15-ESBWR Design Control Document Tier 2, Revisión 0, GE, Agosto 2005.
7. "Instrumentation and Control System" Chapter 7-ESBWR Design Control Document Tier 2, Revisión 0, GE, Agosto 2005.
8. "Introduction and General Descroton of Plant" Chapter 1-ESBWR Design Control Document Tier 2, Revisión 0, GE, Agosto 2005.

3. Análisis de un LOCA en el ESBWR

Los accidentes base de diseño (por sus siglas en inglés DBA) son accidentes postulados para los cuales en una planta nuclear, sus sistemas, estructuras y componentes deben ser diseñados y construidos para resistir las cargas térmicas, energéticas y de presión que postulan durante el accidente sin liberar al medio ambiente cantidades dañinas de materiales radiactivos. Cualquier DBA es controlado por los sistemas de seguridad del reactor con consecuencias insignificantes fuera del lugar, pero pueden requerir un largo tiempo de parada para la corrección o reparación.

El concepto de DBA es muy útil para la operación normal y anormal. Los accidentes base de diseño son usados en el diseño de una central nuclear para establecer los requisitos de desempeño de las estructuras del reactor, sistemas y componentes. Los accidentes más serios pueden involucrar degradación considerable del fondo del núcleo y plantea un peligro real de liberación importante de radiación al ambiente que está clasificada como más allá de un DBA o accidentes severos. Los accidentes base de diseño están clasificados por el tipo de acontecimientos que lo inicia.

3.1 Accidente por Pérdida de Refrigerante (LOCA)

Los accidentes severos en reactores de agua ligera pueden acontecer al perder refrigerante en algún circuito de circulación y en consecuencia en la vasija, estructura que contiene el núcleo del reactor. Uno de estos accidentes puede ser un accidente por pérdida de refrigerante o por sus siglas en inglés LOCA (Loss Of Coolant Accident), en el cual hay un escape del agua a causa de una rotura, lo que puede provocar un fallo en la evacuación del calor generado en el núcleo. El calor residual puede entonces inducir muy altas temperaturas en las barras de combustible hasta provocar fusión de materiales y producir daños importantes en el núcleo.

3.1.1 Definición de un LOCA

A menos que se tenga otro estado, un accidente por pérdida de refrigerante en un BWR es definido como una rotura instantánea de un tamaño particular el cual ocurre simultáneamente con una pérdida de potencia auxiliar. La rotura puede variar en tamaño desde la falla base de diseño de rotura de tubería, la cual es instantánea, hasta la rotura de uno de los lazos de recirculación. En general, todas las roturas se asumen que ocurrirán en las tuberías de recirculación porque es allí donde se inicia el LOCA con más severo calentamiento del encamisado, debido a que se pierde la calidad cero del vapor en el fluido de la línea de recirculación. Estas roturas son generalmente conocidas como roturas liquidas. Roturas en otros lugares incluyendo agua de alimentación, rocío del núcleo, y líneas de vapor, son también analizadas.

3.1.2 Descripción del LOCA.

En un LOCA el líquido refrigerante que retira el calor del reactor se está fugando a causa de la rotura de una tubería del circuito, pudiendo ocasionar un desequilibrio entre la producción de calor residual y su evacuación, poniendo en peligro el reactor. Una pérdida de líquido refrigerante causada por una rotura importante dentro del circuito es una de las averías que no se espera que ocurran, sino que se tienen en cuenta porque sus consecuencias podrían incluir el riesgo de un escape importante del material radiactivo.

Evaluar el efecto que pueda tener un accidente, tal como un LOCA, sobre el núcleo y la contención del reactor es muy importante, ya que se precisa saber si tendrá impacto sobre los materiales y si, por ejemplo, se podrá recuperar el núcleo u otros elementos en su integridad o si sufrirán daños irreversibles. También permite mejorar la definición de márgenes de seguridad en cuanto a dimensiones, resistencia de materiales, etc. Por esto, se procurará saber cómo evolucionan las temperaturas en el núcleo y cómo reaccionan las vainas de Zircaloy en tal caso.

3.1.3 Clasificación de Roturas.

La severidad de un LOCA y sus posibles consecuencias están determinadas principalmente por la localización, el tamaño y tipo de la rotura de la tubería.

a) CLASIFICACIÓN POR EL TAMAÑO

Rotura Pequeña.

Es un LOCA caracterizado por una despresurización ligera y de una pequeña pérdida del inventario del agua, en algunos casos no se presenta despresurización.

Rotura Intermedia.

En un LOCA con rotura intermedia, se presurizará el pozo seco, La vasija se despresurizará rápidamente, permitiendo la inundación total del núcleo, evitando así un pico de temperatura elevado en el encamisado del combustible.

Roturas Grandes.

En un LOCA con rotura grande, instantáneamente se tiene alta presión en el pozo seco, iniciando los ECCS. La despresurización de la vasija es muy rápida por lo que la actuación de los sistemas de emergencia de baja presión es muy importante para mantener inundado el núcleo.

b) CLASIFICACIÓN POR EL TIPO.

Rotura de Vapor.

Es una rotura de tubería cuya penetración a la vasija se localiza a la altura de la región de vapor, por ejemplo las tuberías de vapor principal, vapor para el RCIC y las tuberías de instrumentación convencional de la vasija.

Estas roturas son menos severas que una rotura de líquido del mismo tamaño, ya que la pérdida de refrigerante es menor en una rotura de vapor que en una de líquido. Además, la despresurización de la vasija es más rápida permitiendo a los sistemas de emergencia de baja presión inyectar agua casi inmediatamente después del LOCA.

Rotura Combinada Líquido-Vapor.

Es una rotura de tubería cuya penetración a la vasija se localiza en la región de dos fases o en la región del líquido que está cerca del nivel normal de la vasija y que al ocurrir una rotura de líquido, ésta podría convertirse pronto en una rotura de vapor. Estas tuberías se encuentran arriba del núcleo.

La razón de drenado de la vasija difiere entre una rotura de líquido y una rotura de vapor del mismo tamaño.

Rotura de Líquido.

Es una rotura de tubería cuya penetración a la vasija se localiza en la región de líquido, abajo de la parte superior del núcleo y corresponden a: succión de las bombas de recirculación, descarga de recirculación a las bombas y drenaje de la vasija. Entre otros puntos.

3.2 Condiciones de Análisis de un Accidente Base de diseño.

Las condiciones de análisis para la evaluación de modelos de ECCS durante un accidente base de diseño son aplicadas para las condiciones límite de operación y se encuentran descritas en el “10 CFR Appendix K to Part 50--ECCS Evaluation Models” de la Comisión Reguladora Nuclear (Nuclear Regulatory Comisión, NRC) de los Estados Unidos como se describen a continuación para reactores de agua ligera. Las instrucciones para el análisis fundamentalmente consideran las siguientes fases:

a) Características requerida y aceptadas en la evaluación de Modelos.

Durante un LOCA, se debe asumir que el reactor ha estado operando continuamente a 1.02 de su valor nominal de potencia, y con los máximos niveles tope permitidos de acuerdo a sus especificaciones. Si se utiliza un valor inferior a 1.02 se debe garantizar que contemple los errores de instrumentación, por lo que se debe tener una combinación adecuada entre la distribución de potencia y los valores límite especificados para las condiciones mas críticas.

Las condiciones iniciales de generación de energía en el combustible antes del supuesto accidente deben tener una distribución de temperatura en estado estacionario para el rendimiento de quemado de combustible a la máxima temperatura del encamisado. Para lo cual se debe considerar que la conductividad del UO_2 se evalúe en base a las dos características anteriores, las diferencias de densidades, la conductancia de la holgura entre la vaina y el UO_2 en función del quemado considerando el comportamiento de los gases (expansión, composición y presión) dentro de las barras

de control, y las dimensiones iniciales de la holgura (en frío) y la deformación de la vaina.

El calor por fisión se calcula por medio de la cinética del reactor y la reactividad (se consideran los valores mínimos debido a la parada del reactor y a otras fuentes acorde con los valores límite de diseño). Si ocurre también se debe incluir la inserción de barras de control.

El calor generado por el decaimiento de actínidos producidos durante la operación como: neptunio y plutonio. El calor de decaimiento escogido deben ser acorde para los máximos niveles de temperatura en que puede ocurrir un LOCA.

La razón de calor generado por el decaimiento de productos de fisión se considera de 1.2 veces los valores para la operación durante un tiempo infinito de acuerdo al estándar de la ANS. Si el valor del calor depositado en el combustible incluyendo la vaina es diferente de 1 se debe justificar.

La razón de energía liberada por la generación de hidrógeno y la oxidación de la vaina se calcula con la ecuación de Baker-Just. No se debe limitar el vapor, y para la vaina, que se calcula su rotura durante el LOCA, se debe considerar la reacción dentro de la vaina, después de la rotura usando la misma ecuación, a partir del tiempo en que se calcula la rotura, y extendiendo el cálculo en la circunferencia y axialmente de un mínimo de 1.5 pulgadas.

En todo elemento que no es combustible se debe considerar la transferencia de calor proveniente de tuberías, muros de la vasija y otros.

b) Parámetros de las barras de combustible, deformación y rotura de la vaina.

En los modelos siempre se debe incluir la posibilidad de deformación y rotura de la vaina, con la distribución de temperatura y la diferencia de presiones dentro y fuera del mismo, en función del tiempo. Sin subestimar el grado de deformación y rotura, mismos que deben ser considerados en el cálculo de la conductancia en la holgura, en la oxidación y debilitamiento de la vaina, y la generación de hidrógeno.

Para el cálculo de temperatura de la vaina y el combustible se usan los valores de conductancia de la holgura en función del tiempo, la cual debe cambiar de acuerdo a los cambios que sufre la holgura.

c) Fenómeno de reducción de presión.

1. Características de rotura y flujo

En los análisis de LOCAs se debe considerar la rotura de una línea de vapor, se considerando una rotura del rango de la sección eficaz de la tubería, y evaluando los efectos de manera longitudinal en la tubería.

Para el cálculo del modelo de descarga se debe considerar al menos 3 valores de coeficientes de descarga para el área de rotura. Los cuales deben estar en el rango de 0.6 a 1. Si se calcula que la máxima temperatura de la vaina es menor a los coeficientes de descarga, se deben incrementar los coeficientes hasta que se consiga un valor máximo.

Situando un punto cerca de la rotura en la tubería y el sistema de inyección de ECCS se puede tener un buen análisis durante la falla.

2. Las pérdidas por fricción pueden calcularse con modelos realistas de variación de fricción con el número de Reynolds. Con multiplicadores de 2 fases reales de fricción se pueden verificar con datos experimentales u otros modelos conocidos.

3. La ecuación de momento debe considerar los cambios temporales, convección, el cambio de área del flujo, el cambio de compresibilidad, la pérdida de presión debido a la fricción con los muros, pérdida de presión debido al cambio de área y la gravedad.

4. Para calcular flujo de calor crítico (Critical Heat Flux CHF) se pueden utilizar bases de datos experimentales de correlaciones de estado estacionario y transitorio. Los cuales se tienen programados para PC. Solamente una vez se calcula el CHF de forma axial en la barra de combustible, para los siguientes cálculos en ese punto no se usa la correlación de transferencia de calor.

5. La correlaciones de transferencia de calor de la vaina al fluido durante la etapa posterior al CHF se comparan con datos de estado estable y transitorio con correlaciones estadísticas que permiten determinar si están en un rango o no de los valores obtenidos.

6. El modelado de la bomba se basa en el modelo dinámico que incluye la transferencia entre el fluido y el elemento rotatorio, y la velocidad como variable en función del tiempo. En los BWR se calcula la succión después de la saturación, y se considera una variación lineal.

d) Después de la pérdida de presión.

El ECCS debe operar inmediatamente después de cualquier falla por simple que sea. Los valores de presión de la contención para evaluar la efectividad de la reinundación y rocío no deben superar las estimaciones conservadoras realizadas para este propósito. Los cálculos deben tomar en cuenta estas consideraciones. Para los BWR la transferencia de calor y la remoción del fluido están basados en datos experimentales.

3.3 Análisis de un LOCA

Los métodos y modelos usados en el análisis de las consecuencias de accidentes por pérdida de refrigerante (LOCA) en reactores de agua hirviente han cambiado con el

paso de los años. Los cambios desarrollados resultaron en técnicas basadas en la utilización de nueva información.

3.3.1 Procedimientos analíticos

Los procedimientos usados en análisis de un LOCA dependen del fenómeno que predomina durante el accidente analizado en particular. El fenómeno el cual predomina está en función del tamaño y la localización del sistema de rotura postulado.

A través del análisis se ha encontrado que las roturas pueden clasificarse como grandes o pequeñas. Para una rotura mayor en las tuberías, no toda la energía almacenada en el núcleo (calor sensible del combustible, el encamisado y el refrigerante) es removido antes del deterioro del núcleo refrigerado. Una rotura pequeña se caracteriza por mantener el vapor nuclear virtualmente hasta que la energía almacenada en el núcleo es removida antes de que la capacidad de refrigeración se deteriore, lo cual ocurre para roturas pequeñas cuando el nivel del agua cae y descubre la región del núcleo.

Análisis de rotura grande. El primer paso en el análisis de los resultados de una rotura grande en el sistema primario del reactor es definir las condiciones iniciales de operación del reactor y las condiciones bajo las cuales ocurrirá la rotura. Usando el diseño base de máxima recirculación en la línea de accidente de rotura como ejemplo, las condiciones son:

- a) El reactor inicialmente está a máxima potencia (a razón del 105 %)
- b) Simultáneamente se pierde potencia auxiliar.
- c) Al mismo tiempo se pierden las bombas de agua de alimentación.
- d) Instantáneamente ocurre rotura circular completa de la tubería de recirculación que va a la tobera de succión.

Descarga del Reactor. El segundo paso en el análisis es simular el accidente usando el modelo transitorio de términos reducidos para la termo hidráulica.

3.4 Descripción del escenario general de un LOCA en el ESBWR.

En todo LOCA las válvulas de alivio y despresurización (SRV y DPV) son diseñadas para abrirse y despresurizar rápidamente la vasija del reactor (RPV) La operación del sistema automático de despresurización (ADS) es provocada por un bajo nivel en el inventario de agua en el downcomer, debido a que la DPV descarga vapor en la parte superior del pozo seco (Drywell DW), tanto para escenarios de rotura pequeña o grande.

La secuencia general de un LOCA está dividida en 3 periodos (Ver Figura 3-1):

- 1) Descarga.
- 2) GDCCS
- 3) Enfriamiento a largo plazo o PCCS.

Fase 1. El periodo de descarga está caracterizado por la rápida despresurización de la vasija a través de la rotura, y las válvulas SRV y DPV. El vapor, de la rotura y las válvulas de despresurización, presuriza el pozo seco y compensando por las ventilaciones principales de la contención y del PCCS. Esto resulta en una rápida expulsión de nitrógeno (el cual constituye la atmósfera inicial del pozo seco) seguido por vapor hacia la cámara de supresión.

El vapor es condensado en la piscina del PCCS y los gases no condensables son reunidos en el espacio de vapor sobre el pozo húmedo. La compresión del nitrógeno dentro de la cámara de supresión de vapor produce un incremento en la presión de la contención. La restante presión es debida a la energía depositada en la piscina de supresión a través de las ventilaciones horizontales del sistema principal de ventilación durante las primeras horas después del LOCA.

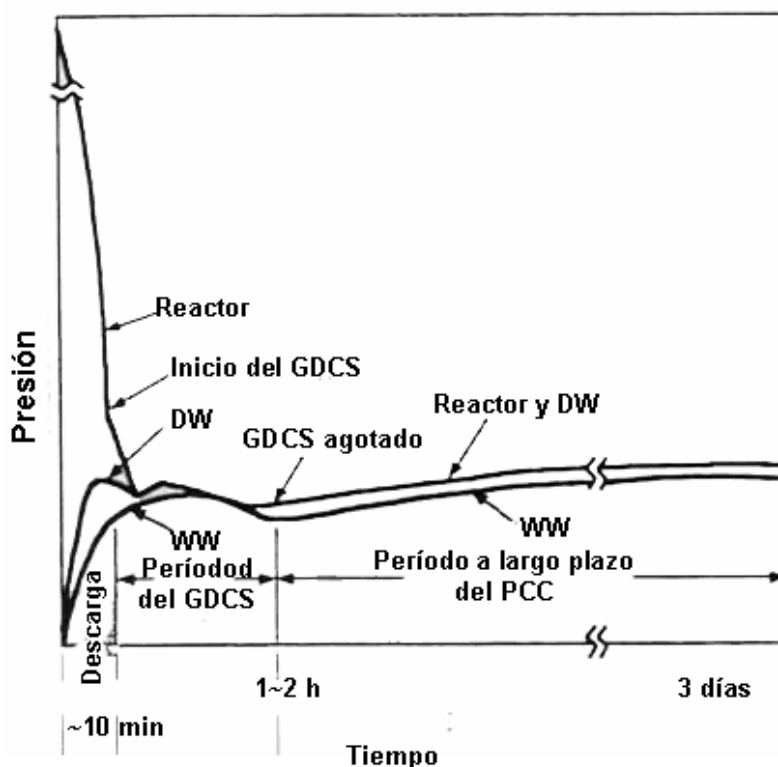


Figura 3-1 Secuencia general de un LOCA.²

Fase 2. Después de 500 segundos de haber iniciado la despresurización, la diferencia de presiones entre la vasija del reactor y el pozo seco es lo suficientemente pequeña para habilitar el flujo proveniente de las piscinas de GDCS para ser inyectado en la vasija. Este punto marca el inicio del periodo del GDCS, durante el cual el inventario de estas piscinas es drenado hacia la vasija.

Dependiendo del tamaño y la localización de la rotura, las piscinas pueden drenarse entre 2000 y 7000 segundos. Para roturas a una elevación alta, el flujo del GDCS llena la vasija del reactor hasta la elevación de la rotura y alcanza el punto en que se

derrama el agua en el pozo seco. El periodo del GDCS está caracterizado por la condensación de vapor y la despresurización en la vasija y el pozo seco, y la apertura de los reguladores por vacío entre el pozo seco y el pozo húmedo debido a que el pozo seco pierde presión. Estos reguladores abiertos regresan parte del nitrógeno en el pozo húmedo hacia el pozo seco.

Fase 3. El calor de decaimiento eventualmente supera el agua que subenfriada proveniente del GDCS que fue añadida a la vasija, y el flujo de vapor se reanuda. La presión en el pozo seco aumenta hasta que el flujo es reestablecido por el PCCS. Este punto marca el inicio del periodo de la fase transitoria de largo plazo (PCCS). Durante este periodo, los gases no condensables que entraron al pozo seco a través de los reguladores por vacío son recirculados al pozo húmedo a través del PCC. El vapor generado en el núcleo es condensado y devuelto a la vasija del reactor a través de la piscina del GDCS.

La principal cuestión para el periodo de enfriamiento a largo plazo después del LOCA es asegurar que el PCCS removerá la cantidad suficiente de calor del vapor con un mínimo paso de vapor no condensado hacia la piscina de supresión.

En este proyecto se plantean las bases para el modelo de orden reducido de una planta tipo ESBWR en un escenario de un LOCA en la línea de vapor principal para investigar los acontecimientos inducidos en la contención primaria del reactor y la operación de los sistemas de seguridad involucrados. Para ello se tiene códigos de mejor estimación como TRAC-BF1 que permiten simular el funcionamiento de plantas termo-hidráulicas (y en particular de plantas nucleares), tanto en régimen estacionario como en regímenes de transitorios.

3.5 Análisis del escenario de LOCA por códigos de Mejor Estimación.

En el proceso de licenciamiento del reactor ESBWR que está llevando acabo la empresa General Electric frente a la Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (US-NRC), se presenta el análisis realizados por medio de un código de mejor estimación de la misma empresa llamado TRACG (Transient Reactor Analysis Code versión de GE) el cual es el resultado de años de desarrollo adicional sobre la versión original que la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos desarrollo para este tipo de análisis.

3.5.1 Código TRAC

El código de análisis de transitorios de reactores (TRAC) es un programa avanzado de cómputo de mejor estimación que calcula el comportamiento transitorio de un reactor.

Las aplicaciones importantes del código TRAC son:

- Análisis de seguridad en reactores para operación y planeación.
- Análisis de operación en eventos de reactores.
- Análisis de estrategias de administración en accidentes.

- Soporte para planificación e interpretación de pruebas.
- Soporte para el cálculo probabilístico de riesgos.
- Análisis de diseños.
- Simuladores de entrenamiento, instrumentación y control de plantas nucleares.

TRAC está totalmente formado por módulos tales como el núcleo del reactor. La característica de estos módulos es que pueden ser mejorados, modificados y agregados sin alterar el resto del código. Los elementos que TRAC incluye usualmente son roturas, estructuras de calor generalizadas, tuberías, presurizadores, bombas, tees, válvulas y vasijas con sus elementos internos asociados (downcomer, pleno inferior, núcleo, pleno superior, etc). Los condensadores y generadores de vapor son contruidos por elementos básicos de TRAC como tuberías y Tees.

Para algunos procesos y fenómenos son más importantes que otros y tienen una influencia dominante en el curso de un accidente; por lo tanto, es relativamente importante la evaluación de sistemas, componentes, procesos y fenómenos.

El código TRAC calcula en una y tres dimensiones del flujo involucrado en gas, líquido y mezclas. Dos fluidos son modelados con seis ecuaciones para captura no homogénea y comportamiento en desequilibrio. Las ecuaciones resueltas por TRAC son ecuaciones de mezclas de masas de gas, movimiento de líquido, el movimiento mezclas de gas, energía total, energía en mezclas de gas, masa de gases no condensables y concentraciones de soluciones líquidas. Las variables dependientes asociadas son velocidades y temperaturas de líquidos y gases, fracciones de vacío, presión, presión parcial de gases no condensables y concentración de soluciones.

3.5.2 Análisis del comportamiento del ECCS en un LOCA.

El desempeño de los sistemas del ECCS está determinado por la evaluación de la respuesta del sistema para una rotura instantánea de una tubería. Los sistemas del ECCS, especialmente el ADS y el GDCS, están diseñados para cumplir la sola función de refrigerar el núcleo del reactor después de un evento de LOCA. El modelado en TRACG fue usado para analizar la respuesta de estos sistemas y el comportamiento del ECCS se evalúa para una amplia gama de roturas en tuberías, incluyendo los peores casos de roturas dentro de la contención,

3.5.3 Rotura grande dentro de la contención.

Debido a que el diseño del ESBWR no tiene líneas de recirculación, los lugares con mayor área de falla son los arreglos de tuberías de la DPV, la línea de vapor, la línea de agua de alimentación y la línea de succión del sistema de limpieza de agua en el reactor (Reactor Water Clean-Up RWCU). El total de arreglos de tuberías con posibilidad de rotura incluyen las de flujo de retorno del IC hacia línea de retorno. De manera similar, en el RWCU se incluyen las que van hacia abajo de la línea de drenado. Las máximas roturas internas dentro de la contención de línea de vapor y agua de alimentación fueron analizadas como casos representativos para este grupo de

roturas. En las Tablas 2-1 y 2-2 se presentan las secuencias de eventos de estos análisis. En la Tabla 2-3 se presenta las variables definidas para estos dos eventos.

Las variables son:

- La mínima razón de potencia crítica (Minimum Critical Power Ratio MCPR) en función del tiempo.
- Nivel de agua en la chimenea en función del tiempo.
- Nivel de agua en el downcomer en función del tiempo.
- Sistema de presiones en función del tiempo.
- Flujo de la línea de vapor y la rotura como función del tiempo.
- Flujo del ADS como función del tiempo
- Flujo dentro de la vasija como función del tiempo.
- Temperatura máxima de la vaina como función del tiempo.

Tabla 3-1. Secuencia de operación de los ECCS para una rotura de línea de agua de alimentación.¹

Tiempo (s)	Eventos
~0	Rotura en guillotina de la línea de entrada del agua de alimentación; se asume que la potencia auxiliar se pierde, el agua de alimentación se pierde. La señal de SCRAM se inicia.
~1	La presión del pozo seco para activar el ADS se alcanza.
~2	La pérdida de potencia auxiliar se confirma; el SCRAM del reactor inicia así como también el sistema del condensador en asilamiento.
~5	Se llega a nivel 3; el reactor recibe la segunda señal de SCRAM.
~9	Se llega al nivel 2, el tiempo para aislar el reactor se inicia.
~14	El nivel 1.5 del reactor se alcanza iniciando así el aislamiento del reactor. El tiempo para el ADS/GDCS comienza a correr
~17	Las válvulas del IC comienzan a abrirse.
~24	La señal de nivel 1.5 es confirmada; las SRV del ADS comienzan a actuar.
~33	Las válvulas del IC están totalmente abiertas.
~74	Las DPV comienzan a actuar; se da la señal para que el sistema SLC inicie
~101	El nivel mínimo en la chimenea ha sido alcanzado
~174	Se termina el tiempo del GDCS. Y las válvulas de inyección del GDCS se abren.
~250	La presión de la vasija decrece por debajo de la máxima presión del GDCS. El flujo del GDCS comienza a entrar en la vasija. Los niveles de agua en la chimenea y el downcomer comienzan a subir.
De ~250 a 2000	El nivel de agua restante en la vasija es mayor al nivel 0.5 por lo cual no se espera abrir las válvulas de equalización en este evento.

Tabla 3-2. Secuencia de operación de el ECCS para una rotura en la línea de vapor.¹

Tiempo (s)	Eventos
~0	Rotura de guillotina en la línea de vapor dentro de la contención; se asume que la potencia auxiliar se pierde. La señal de SCRAM se inicia.
~1	La presión del pozo seco para activar el ADS se alcanza.
~2	La pérdida de potencia auxiliar se confirma; el SCRAM del reactor inicia asi como el sistema del condensador para asilamiento.
~7	Se llega a nivel 3; el reactor recibe la segunda señal de SCRAM.
~11	Se llega al nivel 2, el tiempo para aislar el reactor inicia.
~16	Se inicia el aislamiento del reactor.
~17	Las válvulas del IC comienzan a abrirse.
~33	Las válvulas del IC están totalmente abiertas.
~190	Se alcanza el nivel 1.5; el tiempo para el ADS/GDCS comienza a correr.
~200	La señal de nivel 1.5 es confirmada; las SRV comienzan a actuar.
~250	Las DPV comienzan a actuar; se da la señal para que el sistema SLC inicie
~340	Se termina el tiempo del GDCS. Y las válvulas de inyección del GDCS se abren.
~430	La presión de la vasija decrece por debajo de la máxima presión del GDCS. El flujo del GDCS comienza a entrar en la vasija.
~478	Se alcanza el mínimo nivel de agua en la chimenea.
	El nivel 0.5 no es alcanzado y las válvulas de ecualización no son abiertas.

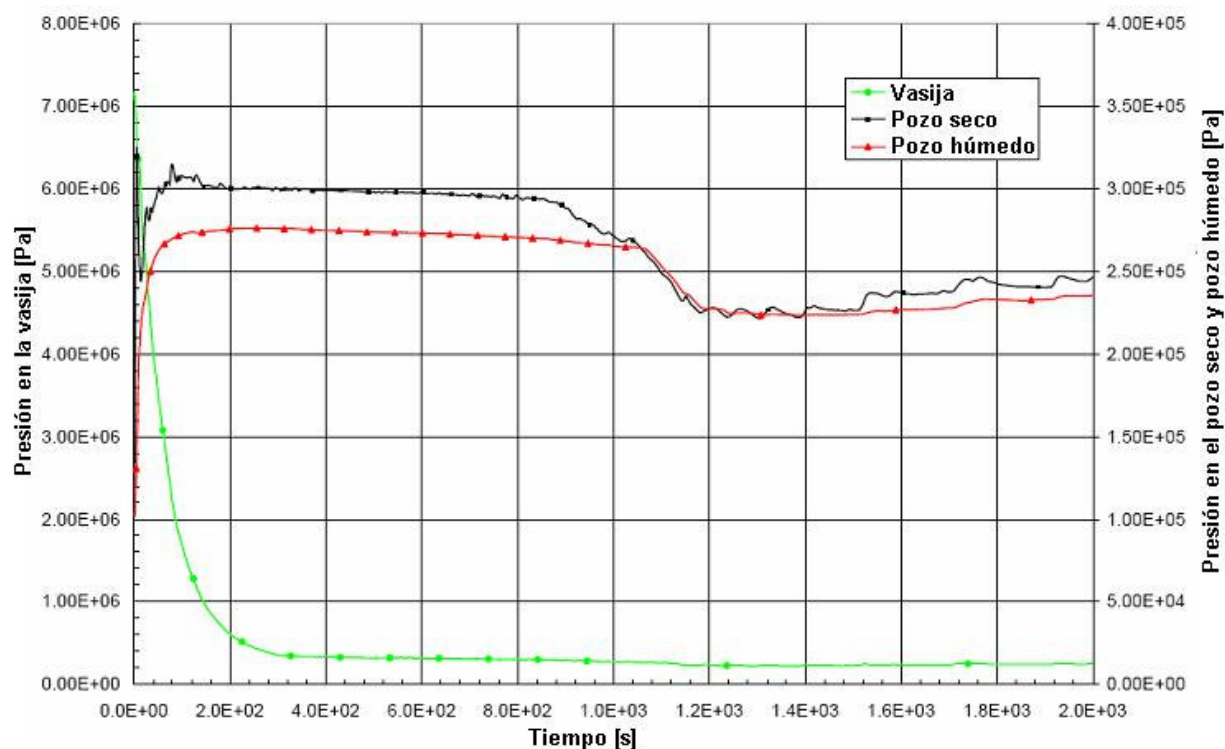


Figura 3-2. Presiones del sistema para un evento LOCA con rotura en la línea de agua de alimentación.¹

Las Figuras 3-2 y 3-3, muestran el incremento de presión para el pozo seco y húmedo, que se puede comparar con la secuencia de eventos en las Tablas 3-1 y 3-2,

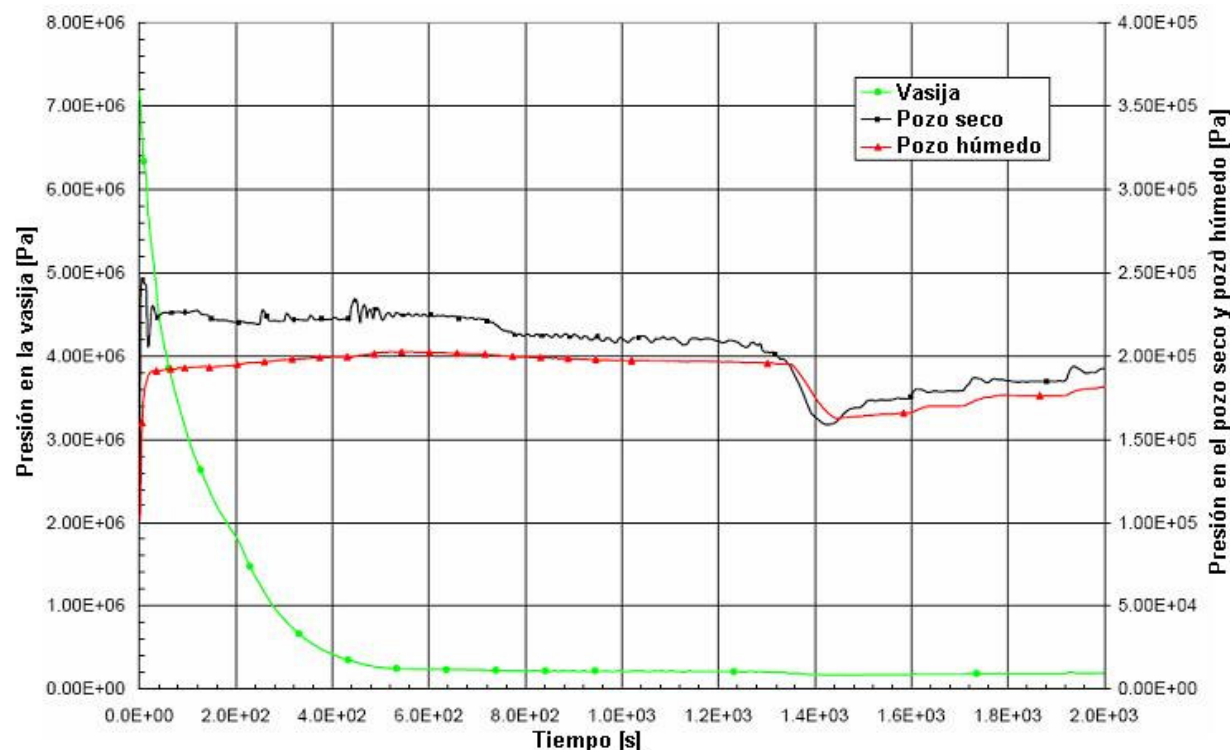


Figura 3-3. Presiones del sistema para un evento de LOCA con rotura en la línea de vapor.¹

Por los tiempos mostrados en estas tablas podría esperarse que la falla de MFWLB sería más grave que la falla de MSLB debido a la rápida despresurización de la primera, pero al contrario, esa rápida despresurización permite que los sistemas de ECCS tengan una respuesta rápida, en cambio con la falla de MSLB se retrasa la respuesta de los sistemas de emergencia debido a la pérdida de presión más lenta, esto resulta muy importante ya que en un evento con pérdida de refrigerante es más indispensable que los sistemas de emergencia que garantizan la refrigeración del núcleo inicien su operación a la brevedad posible.

La Figura 2-7 del capítulo anterior proporciona una imagen grafica para asociar los niveles de agua que se tienen acorde con las tablas de secuencias de eventos descritas previamente.

3.6 Resumen.

Un accidente base de diseño por pérdida de refrigerante (LOCA) es el resultado de una rotura en uno de los circuitos de circulación del sistema, estas roturas son clasificadas por el tipo y tamaño que tienen. El grado de severidad del accidente depende del lugar donde ocurran estas fallas. En los diseños previos de reactores BWR la fuga más grave

ocurría en los circuitos de las bombas de recirculación, los cuales tenían una probabilidad muy alta de descubrir el núcleo del reactor. Sin embargo, el diseño del ESBWR representa una evolución notable para reducir el riesgo de descubrimiento del núcleo durante el LOCA, con lo que roturas en otros sitios del sistema de circulación pasan a ocupar el lugar de falla más grave en caso de accidente, como es el caso de la rotura en la línea de vapor, sin que por ello represente que el nivel severidad del accidente en estas fallas aumente, si no por el contrario los niveles de seguridad han mejorado y los accidentes que anteriormente ocupaban un menor grado de importancia frente a otros accidentes pasan a tomar un lugar de mayor interés de análisis al eliminar posibles fallas como es el caso de los lazos de recirculación que ya no se encuentran presentes en el reactor ESBWR.

Bibliografía.

1. "Engineered Safety Features" Chapter 6-ESBWR Design Control Document Tier 2, Revisión 0, GE, Agosto 2005.
2. "Passive Containment Cooling System Performance in the Simplified Boiling Water Reator" Shiralkar and Yadigaroglu, Design an technology Volumen 2, Junio 1997.
3. "Proceedings of the OECD / CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and Neutronic Codes Requirements", OECD Nuclear Energy Agency Noviembre 1996.
4. "10 CFR Appendix K to Part 50--ECCS Evaluation Models" Nuclear Regulatory Commission US-NRC, www.nrc.gov.

4. Desarrollo de modelos del ESBWR

Los sistemas y la gran cantidad de elementos que intervienen en una planta de energía nuclear requieren de la implementación de modelos que permitan predecir la respuesta y comportamiento que tendrán frente a diferentes situaciones, por lo que el análisis de estos resultados requiere del uso de programas de cómputo con la capacidad para estimar si el diseño planteado garantiza que presentará la respuesta deseada o si es necesario modificarlo para que satisfaga las metodologías de seguridad.

De acuerdo a las dimensiones especificadas en la sección 2.5, el arreglo de la vasija puede dividirse como se muestra en la Figura 4-1 con las alturas de los componentes, las capacidades están especificadas para cada una de las secciones definidas en la vasija.

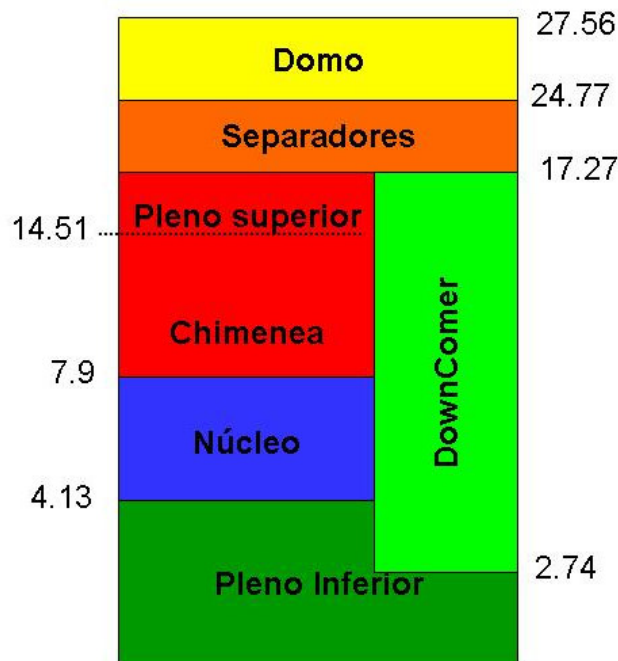


Figura 4-1. Elevaciones (m) de las secciones de la vasija del reactor.

4.1 Modelo termodinámico

Las regiones saturadas del núcleo, el domo y las líneas de vapor, pueden ser descritas por un bombeo transitorio de masas, un balance de energía y masas. En la Figura 4-1 se ilustra esquemáticamente los elementos a considerar para el cálculo de la presión en la vasija. Sin embargo, para el instante en que inician estos balances se deben considerar por separado y por bloques las regiones de análisis.

El balance considera el transporte de masa para un flujo dependiente de las condiciones de operación del reactor, y para nuestro caso en particular para el evento

de LOCA en la línea de vapor. Por tal motivo se definieron regiones de mezcla y regiones de tránsito para delimitar las fronteras e identificar los factores importantes que afectan el cambio de presión en la vasija, en la contención y en los sistema de emergencia, de tal forma que se puedan comparar los valores obtenidos en este modelo simplificado con los obtenidos en el análisis con códigos de mejor estimación proporcionados, los cuales han sido presentados en la sección 3.5.

El modelado de los subsistemas implica definir sus fronteras y las variables involucradas que definen las ecuaciones de conservación de masa energía y momento.

4.2 Separadores y domo de la vasija.

Para el domo y los separadores de la vasija se considera una presión para toda esta región, y es dividida como se muestra en la Figura 4-2 para el cálculo de las variables de estado que resultan de las masas de fluidos en las subregiones del domo, los separadores y el volumen de agua con burbujas de vapor adyacentes al domo de la vasija y arriba del downcomer que por cuestiones prácticas se utilizara la palabra inglesa "bulk" para referirse esta ultima región

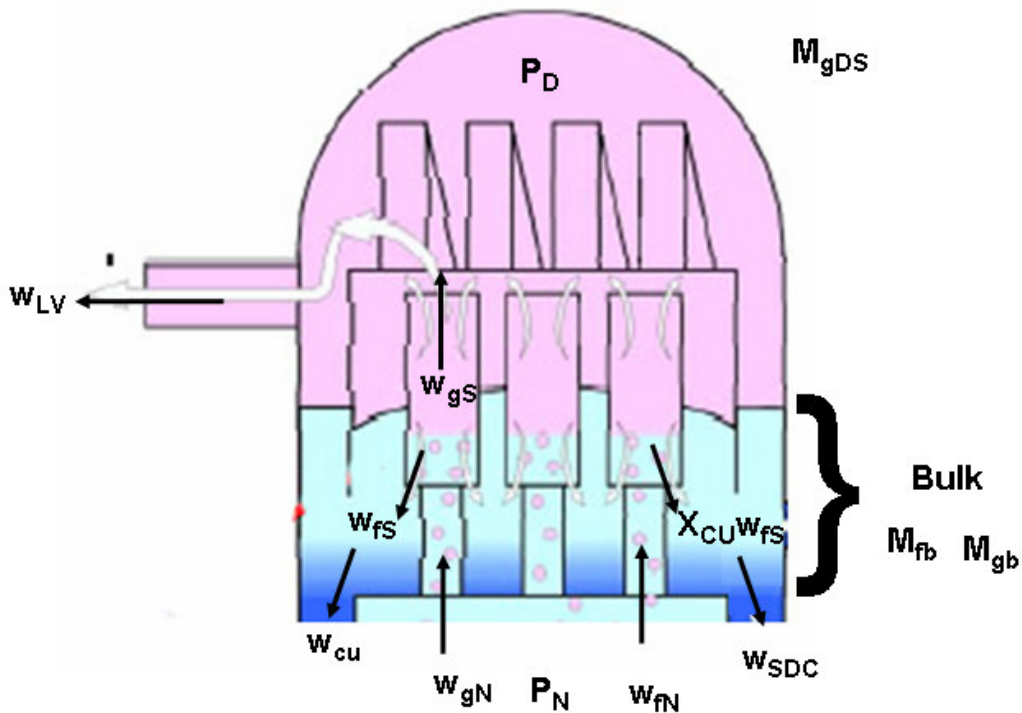


Figura 4-2. Región Separador-Domo

El flujo proveniente de la chimenea arriba del núcleo entra en los separadores a una presión diferente, en consecuencia, las propiedades de la mezcla de vapor-líquido cambian con la presión que se tiene en el domo. Por lo que es necesario determinar la calidad de la mezcla, antes y después de entrar a los separadores para obtener los flujos para el líquido y el vapor en la mezcla, como se muestra a continuación:

$$X_N = w_{gN}/(w_{gN} + w_{fN}) \quad 4-1$$

Siendo w_{gN} y w_{fN} los flujos de vapor y líquido saturados dejando el núcleo y forzado por la chimenea. Para determinar la calidad X_S en los separadores se utiliza un balance de energía:

$$w_N(1 - X_N) \cdot h_{fN} - w_S(1 - X_S) \cdot h_{fS} + w_N X_N \cdot h_{gN} - w_S X_S \cdot h_{gS} = 0 \quad 4-2$$

Debido a que el flujo total que llega del núcleo w_N y el flujo total en los separadores es fundamentalmente el mismo, se puede cancelar en la ecuación 4-2 y obtener el valor la calidad del flujo en los separadores como se muestra a continuación:

$$X_S = \frac{X_N \cdot h_{fgN} + h_{fN} - h_{fS}}{h_{fgS}} \quad 4-3$$

De esta forma es posible obtener los flujos de entrada en la región de los separadores.

$$w_{gS} = X_S (w_{gN} + w_{fN}) \quad \text{flujo de vapor} \quad 4-4$$

$$w_{fS} = (1 - X_S)(w_{gN} + w_{fN}) \quad \text{flujo de líquido} \quad 4-5$$

La obtención del nivel de agua dentro de la región de los separadores y el domo, requiere determinar la cantidad de agua líquida, por lo que debe conocerse en todo momento la masa de agua en estado líquido, y se obtiene del siguiente balance de masa:

$$\frac{dM_{fb}}{dt} = w_{fS} + w_{gf} - w_{SDC} \quad 4-6$$

Donde:

w_{gf} : es el flujo de masa que se condensa por el cambio de presión.

w_{SDC} : es el flujo de masa líquida hacia el downcomer.

M_{fb} es la masa de agua en estado líquido saturado en el bulk

Debido a que se desconoce el flujo de masa que se condensa es necesario calcularla por lo que se tiene el balance de masa para el vapor dentro del bulk

$$\frac{dM_{gb}}{dt} = X_{CU} w_{fS} - w_{CU} - w_{gf} \quad 4-7$$

Donde:

w_{CU} : es el flujo de vapor (carry under) que va hacia el downcomer ($w_{CU} = \frac{M_{gb}}{M_{fb}} w_{SDC}$)

X_{CU} : es la fracción de vapor que se arrastra con el liquido en los separadores se considera constante y varía dependiendo del diseño del separador.

M_{gb} : es la masa de vapor en bulk.

El balance de energía en el bulk se tiene de la siguiente forma:

$$w_{fs} \cdot h_{fs} + X_{CU} \cdot w_{fs} \cdot h_{gs} - w_{SDC} \cdot h_{fs} - w_{CU} \cdot h_{gs} = \frac{d\mu_{gb} M_{gb}}{dt} + \frac{d\mu_{fb} M_{fb}}{dt} + \frac{dV_b}{dt} P_{DS} \quad 4-8$$

Donde:

h_{fs} : es la entalpía del fluido en la región del separador-domo

h_{gs} : es la entalpía del vapor en la región del separador-domo

V_b : es el volumen total en el bulk.

P_{DS} : es la presión en la región del domo y separadores.

De la definición para la entalpía: $h = \mu + Pv$ 4-9

Utilizando 4-9 en la ecuación 4-8, y considerando que el volumen en el bulck no cambia se tiene la siguiente ecuación:

$$w_{fs} \cdot h_{fs} + X_{CU} \cdot w_{fs} \cdot h_{gs} - w_{SDC} \cdot h_{fs} - w_{CU} \cdot h_{gs} = \frac{d(h - Pv)_{gb} M_{gb}}{dt} + \frac{d(h - Pv)_{fb} M_{fb}}{dt} \quad 4-10$$

Se desarrolla el término del lado derecho de la ecuación 4-10 y combinándola con los balances de masa de las ecuaciones 4-6 y 4-7 se obtiene la ecuación para el vapor del carry-under condensado:

$$w_{gf} = \frac{1}{h_{gfs}} \left[M_{gb} \frac{dh_{gs}}{dP} + M_{fb} \frac{dh_{fs}}{dP} - (v_{gs} M_{gb} + v_{fs} M_{fb}) \right] \frac{dP_{DS}}{dt} \quad 4-11$$

Debido a que se está considerando una sola región formada por los separadores y el domo, en consecuencia la presión en el domo y los separadores es la misma por lo que es necesario tener una ecuación para el cálculo de la presión en el domo.

Por lo que es necesario calcular la diferencial del presión, de esta forma se tiene que la presión estática de un subsistema que puede contener liquido, gas o una mezcla de dos fases en equilibrio, puede ser expresada en función de:

$$P = P(\mu, v) \quad 4-12$$

Derivando la expresión 4-12 en derivadas parciales se tiene:

$$\frac{dP}{dt} = \left(\frac{\partial P}{\partial \mu} \right)_v \cdot \left(\frac{d\mu}{dt} \right)_v + \left(\frac{\partial P}{\partial v} \right)_\mu \cdot \left(\frac{dv}{dt} \right)_\mu \quad 4-13$$

Despreciando los efectos por la energía cinética y potencial se tiene que
 $E = U = \epsilon M = \mu M$ con lo que se puede desarrollar la diferencial de la energía:

$$\frac{dE}{dt} = \frac{d\mu M}{dt} = \left(\frac{d\mu}{dt} \right) M + \mu \cdot \left(\frac{dM}{dt} \right) \quad 4-14$$

Reacomodando los términos de la ecuación 4-14:

$$\frac{d\mu}{dt} = \frac{1}{M} \left(\frac{dE}{dt} - \mu \cdot \frac{dM}{dt} \right) \quad 4-15$$

Por otra parte desarrollando la ecuación diferencial de la masa como función del volumen de la región y el volumen específico se tiene lo siguiente:

$$\frac{dM}{dt} = \frac{dV/v}{dt} = \frac{1}{v} \left(\frac{dV}{dt} \right) - \frac{V}{v^2} \cdot \left(\frac{dv}{dt} \right) \quad 4-16$$

Sustituyendo la ecuación 4-16 en 4-15 para v constante se tiene que:

$$\frac{d\mu}{dt} = \frac{1}{M} \left(\frac{dE}{dt} - \mu \cdot \left[\frac{1}{v} \left(\frac{dV}{dt} \right) - \frac{V}{v^2} \left(\frac{dv}{dt} \right) \right] \right) \quad 4-17$$

Considerando que para la región de separadores-domo el volumen V es constante, por lo que uno de los términos para la ecuación 4-13 se reduce a::

$$\left(\frac{d\mu}{dt} \right)_v = \frac{1}{M} \left(\frac{dE}{dt} \right) \quad 4-18$$

Por otra parte reacomodando los términos de la ecuación 4-16 con la misma consideración de que el volumen en la región de separadores-domo es fijo, se tiene el otro término de la ecuación 4-13:

$$\left(\frac{dv}{dt} \right)_\mu = -\frac{v^2}{V} \left(\frac{dM}{dt} \right) = -\frac{v}{M} \left(\frac{dM}{dt} \right) \quad 4-19$$

Sustituyendo las ecuaciones 4-18 y 4-19 en 4-13 se tiene:

$$\frac{dP}{dt} = \left(\frac{\partial P}{\partial \mu} \right)_v \cdot \left(\frac{1}{M} \frac{dE}{dt} \right) + \left(\frac{\partial P}{\partial v} \right)_\mu \cdot \left(-\frac{v}{M} \frac{dM}{dt} \right) \quad 4-20$$

Utilizando la definición de $h = \mu + p v$ se obtienen las siguientes derivadas parciales:

$$\left(\frac{\partial P}{\partial \mu} \right)_v = \frac{1}{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial P} \right)_v - v \right]} \quad 4-21$$

$$\left(\frac{\partial P}{\partial v} \right)_\mu = \frac{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial v} \right)_P - P \right]}{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial P} \right)_v - v \right]} \quad 4-22$$

Para mezclas de dos fases la entalpía se puede calcular de la siguiente forma:

$$h = h_f(P) + \frac{h_{fg}(P)}{v_{fg}(P)} [v - v_f(P)] \quad 4-23$$

Lo que permite obtener las derivadas parciales necesarias en las ecuaciones 4-21 y 4-22 como se muestra a continuación:

$$\left(\frac{\partial h}{\partial v} \right)_P = \frac{h_{fg}(P)}{v_{fg}(P)} \quad 4-24$$

$$\left(\frac{\partial h}{\partial P} \right)_v = \frac{\partial h_f}{\partial P} - \frac{\partial}{\partial P} \left(\frac{h_{fg} v_f}{v_{fg}} \right) + v \frac{\partial}{\partial P} \left(\frac{h_{fg}}{v_{fg}} \right) \quad 4-25$$

Y el v se calcula para mezclas de 2 fases:

$$v = v_f(P) + X_S \cdot v_{fg}(P) \quad 4-26$$

Por lo que sustituyendo 4-21 y 4-22 en la ecuación 4-20 se obtiene la siguiente forma:

$$\frac{dP_{DS}}{dt} = \frac{1}{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial P} \right)_v - v \right]} \cdot \left[\left(\frac{1}{M_{DS}} \frac{dE}{dt} \right) + \left[\left(\frac{\partial h}{\partial v} \right)_P - P_{DS} \right] \cdot \left(-\frac{v}{M_{DS}} \frac{dM_{DS}}{dt} \right) \right] \quad 4-27$$

Finalmente para utilizar la ecuación anterior se requiere de los balances de masa y energía en la región separadores-domo por lo que a continuación se presentan de acuerdo a la Figura 4-2

$$\frac{dM_D}{dt} = w_{gS} - X_{CU} w_{fS} - w_{LV} \quad 4-28$$

Donde

w_{LV} : es el flujo de vapor a la línea de vapor.

M_D : es la masa en la región domo

La Ecuación 4-28 combinada con la ecuaciones 4-6 y 4-7 para las masas de liquido y vapor en el bulck permite obtener la diferencial y la masa total en la región domo separadores.

El balance de energía es el siguiente: para la mezcla de vapor y líquido.

$$\frac{dE}{dt} = (w_{gS} - w_{CU} - w_{LV}) \cdot h_{gSD} + (w_{fS} - w_{SDC}) \cdot h_{fSD} \quad 4-29$$

Donde:

h_{fSD} : es la entalpía del fluido líquido en la región del separador-domo

h_{gSD} : es la entalpía del vapor en la región del separador-domo

4.3 Núcleo y chimenea.

Como se puede observar en la Figura 4-3 en el núcleo del reactor se tiene un estado inicial en el que el agua que llega del pleno inferior al núcleo del reactor tiene que alcanzar un punto de saturación para posteriormente iniciar el proceso de ebullición.

La razón de cambio de masa de agua liquida (M_{TSat}) en el núcleo del reactor se puede escribir en la siguiente forma considerando que habrá una masa de líquido saturado mezclada con el vapor (M_{fN}) y otra cantidad de masa de líquido subenfriado antes del cambio de fase (M_{Sub}).

$$\frac{dM_T}{dt} = \frac{dM_{fN}}{dt} + \frac{dM_{Sub}}{dt} = w_{DC} - w_{fg} - w_{fN} \quad 4-30$$

Donde

w_{fg} : es el flujo de agua que se evapora en el núcleo.

w_{DC} : es el flujo de masa que llega del Down Comer.

w_{fN} : es el flujo de masa liquida que sale hacia los separadores.

M_{fN} es la masa de líquido saturado mezclada con vapor.

M_T es la masa de líquido total.

M_{Sub} es la masa de líquido subenfriado antes del cambio de fase.

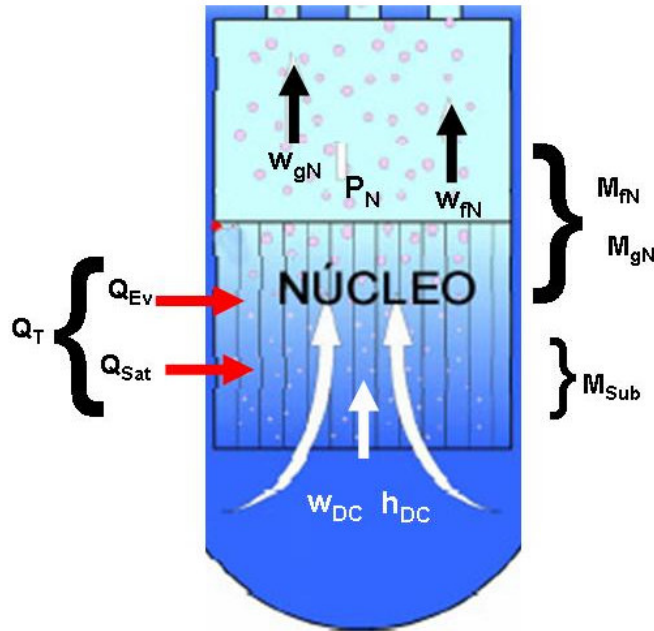


Figura 4-3 Región del Núcleo y Chimenea

Como muestra la ecuación 4-30 la masa de líquido saturado total depende de la cantidad de masa que se evapore, y debido a que la masa tiene que alcanzar un punto de saturación antes de que inicie la ebullición es necesario dividir en 2 regiones indicadas por las derivadas de M_{fN} y M_{Sub} , de tal forma que los volúmenes para cada región de forma independiente no serán constantes.

De esta forma para la región de líquido subenfriado antes de la ebullición se tiene el siguiente balance de energía:

$$Q_{Sat} + w_{DC} \cdot h_{DC} - w_{DC} \cdot h_{fN} = \frac{d\mu_{fN} M_{Sub}}{dt} + P_N \frac{dV_{Sub}}{dt} \quad 4-31$$

Donde:

h_{DC} : es la entalpía del agua que llega del downcomer

h_{fN} : es la entalpía de líquido saturado,

Q_{Sat} : Calor suministrado para que la masa alcance el punto de saturación antes de iniciar el cambio de fase.

V_{Sub} : Es el volumen de la región para el líquido subenfriado antes de iniciar el cambio de fase.

Utilizando la definición de entalpía $h = \mu + Pv$ en la ecuación 4-31 se obtiene:

$$Q_{Sat} + w_{DC} \cdot (h_{DC} - h_{fN}) = \frac{d(h_{fN} - P_N v_{fN}) M_{Sat}}{dt} + P_N \frac{dV_{Sat}}{dt} \quad 4-32$$

Desarrollando los términos del lado derecho de la ecuación 4-32, y considerando que el volumen (V_{Sub}) en esta región no es constante:

$$\frac{dM_{Sub}}{dt} = \frac{Q_{Sat} + w_{DC} \cdot (h_{DC} - h_{fN})}{h_{fN}} - M_{Sat} \frac{\left(\frac{dh_{fN}}{dP} - v_{fN} \right) \frac{dP_N}{dt}}{h_{fN}} \quad 4-33$$

El calor suministrado (Q_{Sub}) en la región de líquido subenfriado antes de la ebullición se obtiene de la siguiente forma:

$$Q_{Sat} = Q_T - Q_{Ev} \quad 4-34$$

Donde:

Q_T : Es el calor total suministrado en el núcleo.

Q_{Ev} : Es el calor necesario para evaporar el agua saturada.

Por otra parte para la región de agua y vapor saturados en una mezcla homogénea donde inicia la ebullición del agua se tienen los siguientes balances. Retomando la ecuación 4-30 se puede tener el siguiente balance para el líquido saturado:

$$\frac{dM_{fN}}{dt} = w_{DC} - w_{fg} - w_{fN} - \frac{dM_{Sub}}{dt} \quad 4-35$$

Donde:

w_{fg} : es el flujo de agua que se evapora en el núcleo.

w_{DC} : es el flujo de masa que llega del downcomer.

w_{fN} : es el flujo de masa líquida hacia el downcomer.

M_{fN} es la masa de agua de líquido saturado en el núcleo.

Y para el vapor saturado se tiene el siguiente balance:

$$\frac{dM_{gN}}{dt} = w_{fg} - w_{gN} \quad 4-36$$

Donde:

w_{gN} : es el flujo de vapor que sale del núcleo hacia los separadores.

M_{gN} : es la masa de vapor en núcleo.

Tomando en cuenta que el volumen en esta región no es constante se tiene que:

$$\frac{dV_{EN}}{dt} = \frac{d(v_{gN} \cdot M_{gN})}{dt} + \frac{d(v_{fN} \cdot M_{fN})}{dt} \quad 4-37$$

Donde:

V_{EN} : Volumen de la región de mezcla de líquido y vapor saturado.

Si el volumen total en el núcleo es la suma de los volúmenes variables de las dos regiones tenemos que:

$$V_T = V_{EN} + V_{Sub} = V_{EN} + v_{fN} \cdot M_{Sub} \quad 4-38$$

V_T es constante, por lo que se tiene:

$$\frac{dV_{EN}}{dt} + \frac{d(v_{fN} \cdot M_{Sub})}{dt} = 0 \quad 4-39$$

Sustituyendo la ecuación 4-39 en la ecuación 4-37 en la región de vapor y líquido saturados mezclados se tiene:

$$-v_{fN} \frac{dM_{Sub}}{dt} = \frac{d(v_{gN} \cdot M_{gN})}{dt} + \frac{d(v_{fN} \cdot M_{fN})}{dt} \quad 4-40$$

Desarrollando el lado derecho de la ecuación 4-40 y utilizando los balances de masa de las ecuaciones 4-35 y 4-36 se tiene la ecuación para el líquido que se está evaporando en el núcleo:

$$w_{fg} = \frac{v_{fN}(w_{DC} - w_{fN}) - v_{gN} \cdot w_{gN} + \left(M_{gN} \frac{dv_{gN}}{dP} + M_{fN} \frac{dv_{fN}}{dP} \right) \frac{dP}{dt}}{(v_{fN} - v_{gN})} \quad 4-41$$

Por otra parte el balance de energía en la región de líquido y vapor saturados del núcleo se tiene de la siguiente forma:

$$Q_{Ev} + h_{fN} \left(w_{DC} - w_{fN} - \frac{dM_{Sat}}{dt} \right) - w_{gN} \cdot h_{gN} = \frac{d\mu_{gN} M_{gN}}{dt} + \frac{d\mu_{fN} M_{fN}}{dt} + P_N \frac{dV_{EN}}{dt} \quad 4-42$$

Donde:

h_{fN} : es la entalpía de saturación del agua líquida que sale hacia los separadores,

h_{gN} : es la entalpía del vapor que sale hacia los separadores,

Utilizando la definición de entalpía $h = \mu + Pv$ y desarrollando los términos de lado derecho de la ecuación 4-42 y utilizando los balances de masa de las ecuaciones 4-35 y 4-36 se tiene el calor necesario para el cambio de fase de líquido a vapor:

$$Q_{Ev} = w_{fg} \cdot h_{gfN} + \left[M_{gN} \left(\frac{dh_{gN}}{dP} - v_{gN} \right) + M_{fN} \left(\frac{dh_{fN}}{dP} - v_{fN} \right) \right] \frac{dP_N}{dt} \quad 4-43$$

Con lo que retomamos la ecuación 4-34

$$Q_{Sat} = Q_T - Q_{Ev}$$

Se tiene que para la ecuación 4-32

$$\frac{dM_{Sat}}{dt} = \frac{Q_T - Q_{Ev} + w_{DC} \cdot (h_{DC} - h_{fN})}{h_{fN}} - M_{Sat} \frac{\left(\frac{dh_{fN}}{dP} - v_{fN} \right) \frac{dP_N}{dt}}{h_{fN}} \quad 4-44$$

Las ecuaciones 4-41, 4-42 y 4-43 requieren de la presión y la razón de cambio de la presión, debido a que el volumen total en el núcleo es constante puede utilizar la ecuación 4-27 de la siguiente forma:

$$\frac{dP_N}{dt} = \frac{1}{\left[\left(\frac{\partial h}{\partial P} \right)_v - v \right]} \cdot \left[\left(\frac{1}{M_N} \frac{dE}{dt} \right) + \left[\left(\frac{\partial h}{\partial v} \right)_P - P_N \right] \cdot \left(-\frac{v}{M_N} \frac{dM_N}{dt} \right) \right] \quad 4-45$$

Considerando que la mezcla de vapor y líquido saturado pasa directamente a la chimenea, se puede utilizar la ecuación 4-45 para la región en conjunto de el núcleo y separador, por lo que se utiliza el balance de energía para la región completa de la siguiente forma:

$$\frac{dE}{dt} = Q_T + w_{DC} \cdot h_{DC} - w_{fN} \cdot h_{fN} - w_{gN} \cdot h_{gN} \quad 4-46$$

Y para el balance de la masa total en la región del núcleo y la chimenea se tiene la siguiente ecuación:

$$\frac{dM_N}{dt} = \frac{dM_{fN}}{dt} + \frac{dM_{Sat}}{dt} + \frac{dM_{gN}}{dt} \quad 4-47$$

La calidad de salida hacia los separadores depende de la proporción de vapor y líquido saturado a la salida del núcleo, para lo cual sólo se contemplan las masas en la región donde se encuentran mezclados el vapor y el líquido (M_{gN} y M_{fN}).

4.4 Modelo de transporte de masa.

El cambio de flujo a través de las regiones definidas como el núcleo, la chimenea, los separadores y el domo, varía de acuerdo a las condiciones en cada región y los cambios como calor o flujo suministrado que ocurren tienen un retardo para afectar otras regiones dependiendo de la distancia, el lugar y la rapidez con que ocurran, por lo que es necesario tener ecuaciones que permitan ver estos efectos.

Tomando en cuenta que los flujos de masa son las variables de entrada para los ecuaciones de balance de energía y masa descritas previamente esto permite utilizar las ecuaciones de momento para complementar las ecuaciones existentes. La Figura 4-4 muestra un esquema con las variables de masa que se cuentan para cada región

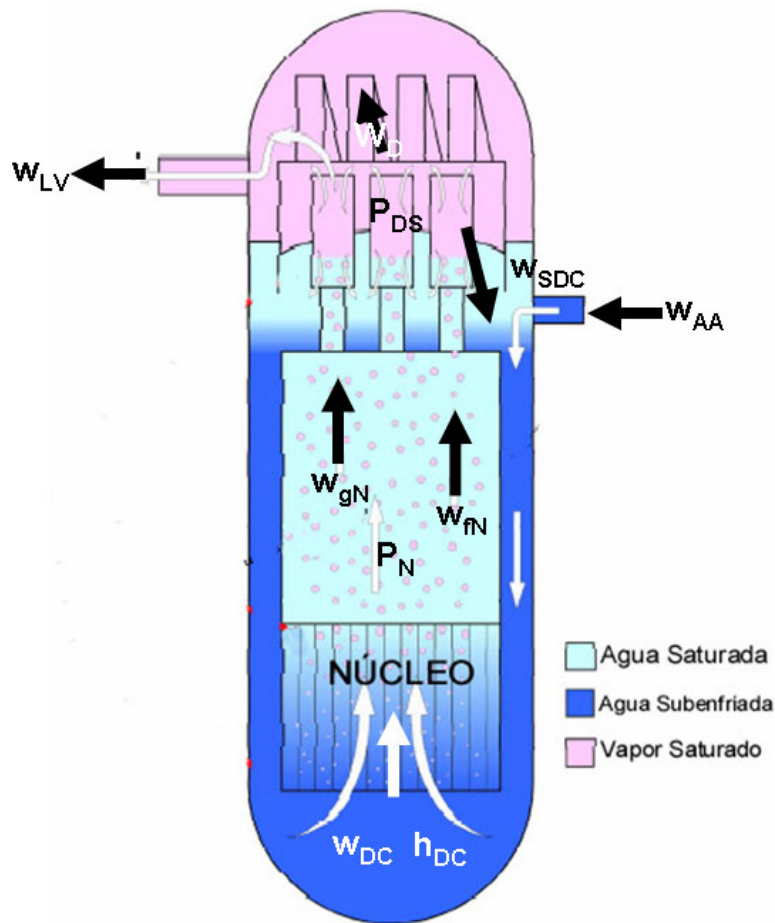


Figura 4-4. Flujos y presiones para las regiones de la vasija.

Las ecuaciones de las secciones 4.2 y 4.3 permiten obtener masas y presiones para las regiones definidas con respecto a los flujos de entrada y salida que de forma general se tiene la ecuación de momento (2ª Ley de Newton para fluidos) para un flujo homogéneo de 2 fases:

$$-\frac{dP}{dz} - g \cdot \rho_h \cdot \sin \theta - \frac{\tau_w P_f}{A} = \frac{dG}{dt} + \frac{1}{A} \frac{d}{dz} \left(\frac{G^2 \cdot A}{\rho_h} \right) \quad 4-48$$

Donde:

$\frac{dP}{dz}$: es la diferencial de la presión P con respecto a la distancia z

g: es la constante de gravedad 9.81 m/s²

ρ_h : es la densidad homogénea de la mezcla.

θ : es el ángulo con respecto a la horizontal.

τ_w : es la fuerza arrastre contra la superficie que circula el fluido

P_f : Perímetro de fricción.

A: es el área total de flujo

G: (w/A) el flujo másico por unidad de área.

Despreciando los efectos por arrastre y fricción la ecuación 4-48 se puede escribir de la siguiente forma:

$$-\frac{dP}{dz} - g \cdot \rho_h \cdot \sin \theta = \frac{dG}{dt} + \frac{1}{A} \frac{d}{dz} \left(\frac{G^2 \cdot A}{\rho_h} \right) \quad 4-49$$

Para utilizar esta ecuación necesitamos definir los variables y constantes los cuales se definen en base a las variables de entrada y las variables de estado de la misma ecuación se tiene la definición del flujo G por unidad de área de la siguiente forma:

$$G = j(\rho_h) = \frac{w}{A} \quad 4-50$$

Usando la ecuación 4-50 se puede obtener la densidad homogénea ρ_h de la mezcla en función del volumen específico de cada fase y la calidad como se muestra a continuación:

$$\rho_h = \frac{1}{v_f + X \cdot (v_g - v_f)} \quad 4-51$$

Con las variables definidas se puede proseguir a utilizar la ecuación 4-49 para determinar los cambios de flujo en las regiones definidas.

4.4.1 Ecuación del núcleo y chimenea.

Sustituyendo la ecuación 4-50 en 4-49 se tiene que:

$$-\frac{dP}{dz} - g \cdot \rho_h \cdot \sin \theta = \frac{d(w/A)}{dt} + \frac{1}{A} \frac{d}{dz} \left(\frac{(w/A)^2 \cdot A}{\rho_h} \right) \quad 4-52$$

Considerando que el área, la presión y la densidad homogénea no cambian con respecto a la distancia y al tiempo en esta región, y sin considerar los efectos por la energía potencial, se desarrolla el término del lado derecho de la ecuación 4-52 para obtener lo siguiente:

$$\frac{dw_N}{dt} = - \frac{2w_N}{\rho_h A} \frac{dw_N}{dz} \quad 4-53$$

Si el flujo va ser diferente de acuerdo a los flujos de entrada y salida se tiene que:

$$\frac{dw_N}{dz} = \frac{[w_N - w_{DC}]}{\Delta z} \quad 4-54$$

Sustituyendo 4-54 en 4-53:

$$\frac{dw_N}{dt} = - \frac{2w_N}{\rho_h A} \frac{[w_N - w_{DC}]}{\Delta z} \quad 4-55$$

Donde:

w_N : es el flujo total a la salida del núcleo.

w_{DC} : es el flujo total de entrada al núcleo proveniente del downcomer.

Δz : es la longitud total del núcleo.

ρ_h : se calcula utilizando la ecuación 4-51 con respecto a la presión en el núcleo.

Debido a que se obtiene el flujo total es necesario tener unas ecuaciones que permitan obtener el valor del flujo independiente de cada fase por lo que tenemos:

$$w_{gN} = X_N (w_N) \quad \text{flujo de vapor saturado que sale del núcleo.} \quad 4-56$$

$$w_{fN} = (1-X_N)(w_N) \quad \text{flujo de líquido saturado que sale del núcleo} \quad 4-57$$

donde la calidad X_{SN} se determina por medio de las masas de vapor (M_{gN}) y líquido (M_{fN}) saturado en el núcleo de la siguiente forma:

$$X_N = \frac{M_{gN}}{M_{gN} + M_{fN}} \quad 4-58$$

Sustituyendo 4-58 en 4-56 y 4-57 se tiene:

$$w_{gN} = \left(\frac{M_{gN}}{M_{gN} + M_{fN}} \right) w_N \quad 4-59$$

$$w_{fN} = \left(1 - \frac{M_{gN}}{M_{gN} + M_{fN}} \right) w_N \quad 4-60$$

4.4.2 Ecuación del flujo hacia el bulk.

Retomando la ecuación 4-52

$$-\frac{dP}{dz} - g \cdot \rho_h \cdot \sin \theta = \frac{d(w/A)}{dt} + \frac{1}{A} \frac{d}{dz} \left(\frac{(w/A)^2 \cdot A}{\rho_h} \right)$$

Considerando que el área, la presión y la densidad homogénea no cambian con respecto a la distancia y al tiempo en esta región, y sin considerar los efectos por la energía potencial, se desarrolla el término del lado derecho de la ecuación 4-52 para obtener lo siguiente:

$$\frac{dw_{SDC}}{dt} = - \frac{2w_{SDC}}{\rho_h A} \frac{dw_{SDC}}{dz} \quad 4-61$$

El flujo va ser diferente de acuerdo a los flujos de entrada y salida por lo que se tiene:

$$\frac{dw_{SDC}}{dz} = \frac{[w_{SDC} - w_{LS}]}{\Delta z} \quad 4-62$$

Sustituyendo 4-62 en 4-61:

$$\frac{dw_{SDC}}{dt} = - \frac{2w_{SDC}}{\rho_h A} \frac{[w_{SDC} - w_{LS}]}{\Delta z} \quad 4-63$$

Donde:

w_{LS} : es la fracción de líquido (w_{fS}) en el flujo del núcleo mas la fracción ($X_{CU}w_{fS}$) de vapor que es arrastrada en los separadores.

w_{SDC} : es el flujo total que va de los separadores hacia el downcomer.

Δz : es la distancia de la entrada de los separadores hasta la mitad del domo..

p_h : se calcula utilizando la ecuación 4-51 con respecto a la presión (P_{DS}) en la región de los separadores-domo.

Debido a que se obtiene el flujo total es necesario tener unas ecuaciones que permitan obtener el valor del flujo independiente de cada fase por lo que tenemos:

$$w_{CU} = X_{SDC} (w_{SDC}) \quad \text{el carry under que va hacia el downcomer.} \quad 4-64$$

$$w_{fSDC} = (1-X_{SDC})(w_N) \quad \text{flujo de liquido saturado que va hacia el downcomer} \quad 4-65$$

Donde la calidad X_{SDC} se determina por medio de las masas de vapor (M_{gb}) y liquido (M_{fb}) saturado en el bulk:

$$X_{SDC} = \frac{M_{gb}}{M_{gb} + M_{fb}} \quad 4-66$$

Sustituyendo 4-66 en 4-64 y 4-65 se tiene:

$$w_{CU} = \left(\frac{M_{gb}}{M_{gb} + M_{fb}} \right) w_{SDC} \quad 4-67$$

$$w_{fSDC} = \left(1 - \frac{M_{gb}}{M_{gb} + M_{fb}} \right) w_{SDC} \quad 4-68$$

4.4.3 Ecuación del flujo a la entrada de la línea de vapor

El flujo es calculado en función de las presiones en la línea de vapor.

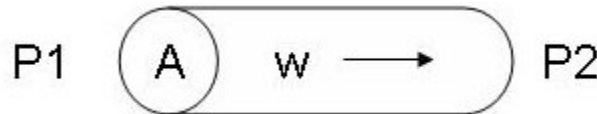


Figura 4-5 Sección de la Línea de vapor

Un flujo w producido por la diferencia de presiones ΔP en una tubería de área A está dado por la siguiente relación (ver Figura 4-5)

$$\Delta P = k \frac{w^2}{2\rho A} \quad 4-69$$

Donde:

$$\Delta P = P1 - P2 \quad 4-70$$

Despejando el flujo para la ecuación 4-69:

$$w = \sqrt{\frac{2A}{k}} \sqrt{\rho(P1 - P2)}$$

Donde k (0.3726) es una constante y ρ es la densidad del flujo. Y el flujo de vapor que sale de la vasija por la línea de vapor está dado por:

$$w_{LV} = \sqrt{\frac{2A}{k}} \sqrt{\rho(P_D) |P_D - P_{LV}|} \quad 4-71$$

La ecuación 4-71 es útil cuando se conoce la caída de presión en la línea de vapor, y que requiere para analizar el balance de planta de la central, debido a que no es el objetivo de esta tesis incluir el balance de planta, el comportamiento para este se puede estimar por medio de balance de energía del reactor de la siguiente forma:

$$\frac{dE}{dt} = Q + h_{AA} w_{AA} - h_{LV} w_{LV} \quad 4-72$$

Por lo que para el cálculo de la línea de vapor basado en el balance de energía del reactor se tiene:

$$w_{LV} = \frac{Q + h_{AA} w_{AA} - \frac{dE}{dt}}{h_{LV}} \quad 4-73$$

Donde:

w_{AA} : es el flujo total que sale de la línea de agua de alimentación.

h_{AA} : es es la entalpía del agua de alimentación.

h_{LV} : es es la entalpía del vapor en la línea de vapor.

Q: es el calor total suministrado en el núcleo del reactor.

dE/dt : es la diferencial de energía para el reactor.

4.4.4 Ecuación del flujo a la salida de la línea de agua de alimentación.

Por cuestiones de simplificación se considera que el flujo que sale por la línea de vapor es el mismo que regresa por la línea de agua de alimentación pero en estado liquido después de tener el proceso de condensación en el balance de planta. Por lo que en la

ecuación 4-52 solo se contempla que no tiene cambio de área ni presión ya que intervienen otros elementos como bombas de circulación, turbinas de alta y baja presión y condensadores que en esta tesis no es el objetivo analizarlos. Retomando la ecuación 4-52

$$-\frac{dP}{dz} - g \cdot \rho_h \cdot \sin \theta = \frac{dG}{dt} + \frac{1}{A} \frac{d}{dz} \left(\frac{G^2 \cdot A}{\rho_h} \right)$$

Considerando que el área, la presión y la densidad homogénea no cambian con respecto a la distancia y al tiempo en esta región, se desarrolla el término del lado derecho de la ecuación 4-52 para obtener:

$$\frac{dw_{AA}}{dt} = - \frac{2w_{AA}}{\rho_h A} \frac{dw_{AA}}{dz} \quad 4-74$$

El flujo va ser diferente de acuerdo a los flujos de entrada y salida por lo que se tiene:

$$\frac{dw_{AA}}{dz} = \frac{[w_{AA} - w_{LV}]}{\Delta z} \quad 4-75$$

Sustituyendo 4-75 en 4-74:

$$\frac{dw_{AA}}{dt} = - \frac{2w_{AA}}{\rho_h A} \frac{[w_{AA} - w_{LV}]}{\Delta z} \quad 4-76$$

Donde:

w_{AA} : es el flujo total que sale de la línea de agua de alimentación.

Δz : es la distancia que recorre el flujo desde la entrada de la línea de vapor hasta la entrada al downcomer.

ρ_h : se calcula utilizando la ecuación 4-51 con respecto a la temperatura (T_{AA}).

Debido a que el flujo es únicamente líquido, como resultado se tiene que el mismo flujo es el que se va proporcionar para la entrada al downcomer.

El balance de planta del sistema, incluyendo la turbina, condensador y los calentadores de agua de alimentación, es descrito por la curva caracterizada por la entalpía de alimentación y el flujo de vapor mostrado en la Figura 4-6 que está basado en el balance de energía de la turbina.

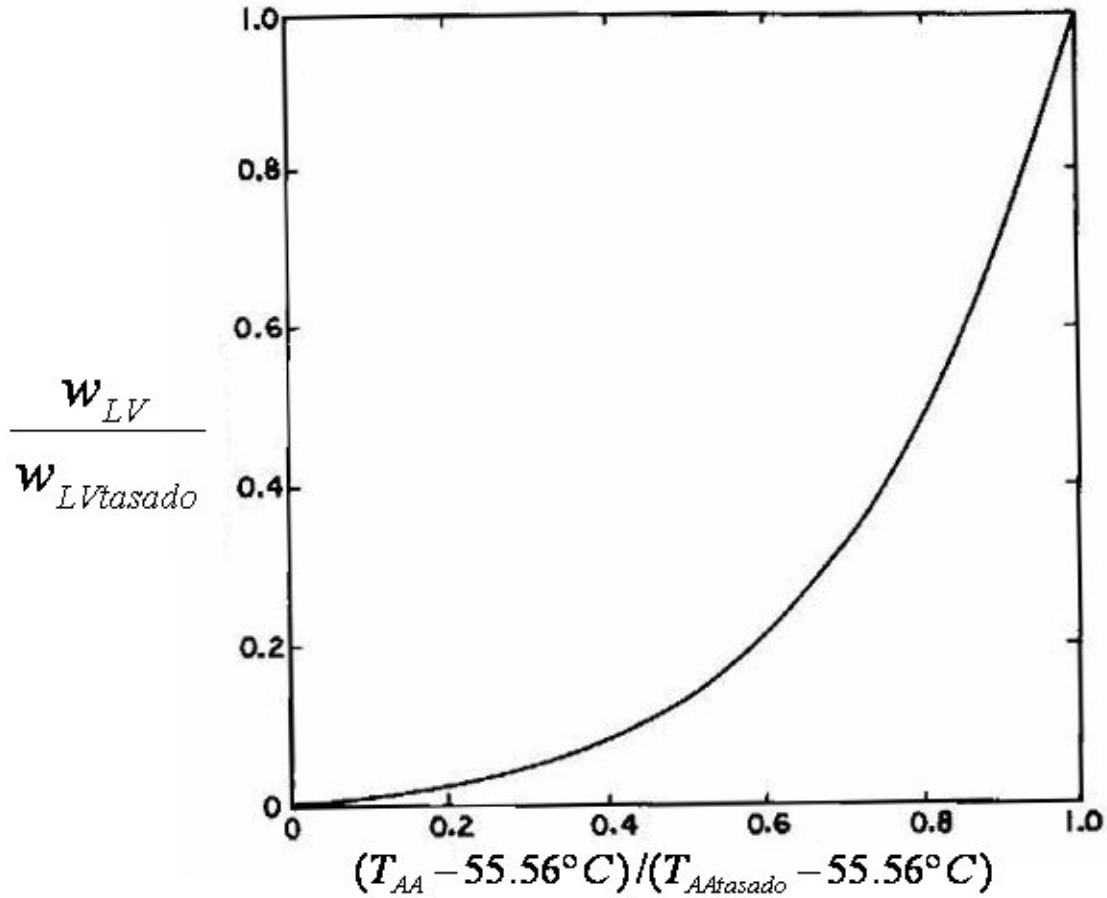


Figura 4-6. Curva de operación del flujo de vapor-entalpía de agua de alimentación.²

La función de la curva en la Figura 4-7 se puede definir de 2 formas:

$$f\left(\frac{T_{AA} - 55.56^{\circ}C}{T_{AAatasado} - 55.56^{\circ}C}\right) = \frac{w_{LV}}{w_{LVtasado}} \quad 4-77$$

$$f\left(\frac{w_{LV}}{w_{LVtasado}}\right) = \frac{T_{AA} - 55.56^{\circ}C}{T_{AAatasado} - 55.56^{\circ}C} \quad 4-78$$

Donde:

$w_{LVtasado}$: es el flujo tasado en la línea de vapor para la temperatura $T_{AAatasado}$ tasada en el agua de alimentación.

Dado que se desea conocer la temperatura del agua de alimentación se despeja la ecuación 4-78 para obtener T_{AA} :

$$T_{AA} = (T_{AA\text{Atasado}} - 55.56^\circ C) \cdot f\left(\frac{w_{LV}}{w_{LV\text{Atasado}}}\right) + 55.56^\circ C \quad 4-79$$

4.4.5 Ecuación del flujo en el downcomer.

El flujo en el downcomer es el resultado de la suma de los flujos de entrada provenientes del bulk y la línea de agua de alimentación que alcanza un punto de equilibrio. Considerando que el área se mantiene constante, y que el cambio de la densidad es mínimo ya que se encuentra en estado líquido, pero la presión de entrada (P_{DS}) con respecto a la presión de salida (P_N) si cambian, por lo que desarrollando los términos del lado derecho de la ecuación 4-52 se obtiene lo siguiente:

$$\frac{dw_{DC}}{dt} = -A \frac{dP}{dz} - \frac{2w_{DC}}{\rho_h A} \frac{dw_{DC}}{dz} \quad 4-80$$

Los diferenciales de de la presión y flujo se tienen de la siguiente forma::

$$\frac{dw_{DC}}{dz} = \frac{[w_{DC} - w_{SDC} - w_{AA}]}{\Delta z} \quad 4-81$$

$$\frac{dP}{dz} = \frac{[P_N - P_{DS}]}{\Delta z} \quad 4-82$$

Sustituyendo 4-81 y 4-82 en 4-80:

$$\frac{dw_{DC}}{dt} = -A \frac{[P_N - P_{DS}]}{\Delta z} - \frac{2w_{DC}}{\rho_h A} \frac{[w_{DC} - w_{SDC} - w_{AA}]}{\Delta z} \quad 4-83$$

Donde:

w_{AA} : es el flujo de la línea de agua de alimentación

w_{SDC} : es el flujo total que va de los separadores hacia el downcomer.

w_{DC} : es el flujo total a la salida del downcomer.

Δz : es la longitud del downcomer y es negativo por que va de un nivel superior a uno inferior

ρ_h : se calcula utilizando la ecuación 4-51 con respecto a la presión promedio en del domo y el núcleo.

Debido a que el flujo es únicamente liquido, como resultado se tiene que el mismo flujo es el que se va proporcionar para la entrada al downcomer.

4.4.6 Ecuación del cambio de entalpía en el downcomer.

A la entrada del downcomer se alcanza un punto de equilibrio por la energía que trae cada flujo, por lo que la entalpía del flujo que llega al núcleo estará en función de las entalpías independientes de cada flujo, por lo que tenemos que:

$$w_{DC} \cdot h_{DC} = w_{AA} \cdot h_{fAA} + w_{CU} \cdot h_{gSDC} + w_{SDC} \cdot h_{fSDC} \quad 4-84$$

Al igual que el flujo másico, la entalpía en downcomer tiene un retraso para llegar a la entrada del núcleo del reactor de tal forma que considerando que no habra intercambio de energía a lo largo del downcomer la ecuación de la energía para un flujo homogéneo sería la siguiente:

$$\Delta z \frac{d(G \cdot A \cdot h)}{dz} + A \cdot \Delta z \cdot \frac{d}{dt} (\rho_h \cdot h - P) = 0 \quad 4-85$$

Desarrollando los términos de la ecuación 4-85 para el cambio de la entalpía con respecto al tiempo, para una área constante con respecto a la posición, se tiene que:

$$A \cdot \Delta z \left(h_{DC} \frac{d\rho_h}{dt} + \rho_h \frac{dh_{DC}}{dt} - \frac{dP_{DC}}{dt} \right) = -\Delta z \left(w_{DC} \frac{dh_{DC}}{dz} + h_{DC} \frac{dw}{dz} \right) \quad 4-86$$

Considerando que en estado líquido el cambio de la densidad es despreciable la ecuación 4-86 se puede reducir a:

$$\frac{dh_{DC}}{dt} = \left[\frac{dP_{DC}}{dt} - \frac{w_{DC}}{A} \left(\frac{dh_{DC}}{dz} \right) - \frac{h_{DC}}{A} \left(\frac{dw_{DC}}{dz} \right) \right] \frac{1}{\rho_h} \quad 4-87$$

Donde se tiene que:

$$\frac{dh_{DC}}{dz} = \frac{\left[h_{DC} - \frac{(h_{fSDC} w_{SDC} + w_{CU} h_{gSDC} + w_{AA} h_{AA})}{w_{SDC} + w_{CU} + w_{AA}} \right]}{\Delta z} \quad 4-88$$

Considerando que el cambio de la presión en el tiempo a la salida del downcomer sería el cambio de presión en el núcleo y sustituyendo 4-88 y 4-81 en 4-87 se tiene una ecuación:

$$\frac{dh_{DC}}{dt} = \left[\frac{dP_N}{dt} - \frac{w_{DC} \left[h_{DC} - \frac{(h_{fSDC} w_{SDC} + w_{CU} h_{gSDC} + w_{AA} h_{AA})}{w_{SDC} + w_{CU} + w_{AA}} \right] + h_{DC} [w_{DC} - w_{SDC} - w_{AA}]}{\Delta z \cdot A} \right] \frac{1}{\rho_h}$$

4-89

Donde

h_{AA} : es la entalpía de agua de alimentación a la temperatura T_{AA} del agua de alimentación.

h_{fSDC} : es la entalpía del fluido que llega de los separadores a una presión P_{DS} .

h_{gSDC} : es la entalpía del vapor que llega de los separadores a una presión P_{DS} .

4.5 Flujo en un escenario de LOCA base de diseño en la línea de vapor.

El flujo en la línea de vapor sufrirá una expansión inmediata en la sección de rotura por lo que es necesario considerar la posibilidad de un flujo estrangulado.

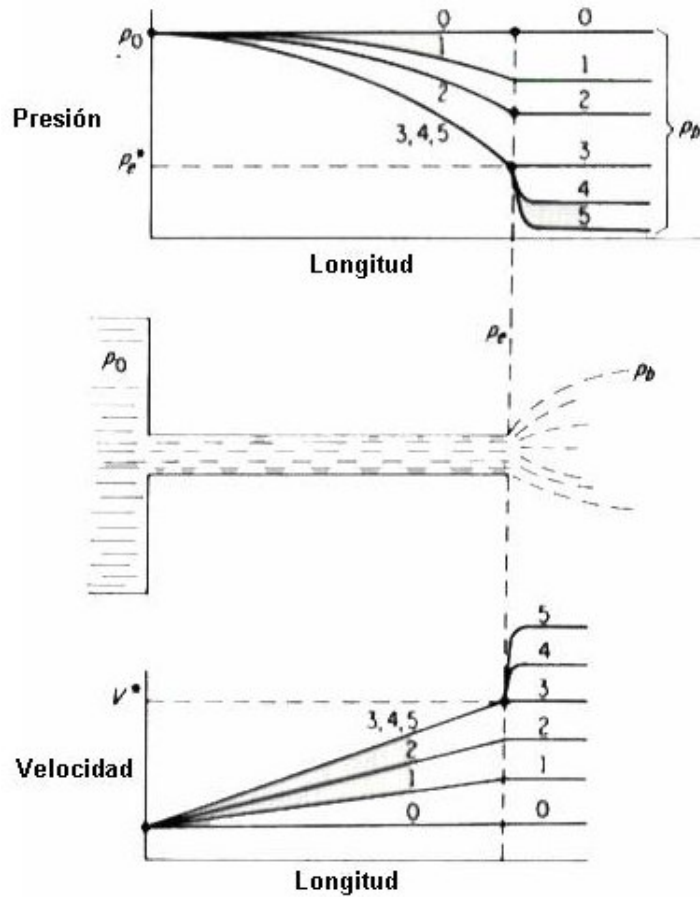


Figura 4-7. Modelo del flujo crítico.⁴

Como se observa en la Figura 4-7 la presión P_e en el punto de salida alcanzará un valor limite, que dependerá de la presión exterior P_b , si esta presión P_b es menor que la presión P_e que alcanza la caída de presión en el tubo se tendrá un flujo estrangulado que se mantendrá con la máxima velocidad hasta que la presión exterior P_b alcanza el valor de la presión de salida P_e , en ese punto la presión exterior P_b seguirá la presión de salida P_e y lo mismo ocurrirá con la velocidad del flujo que cambiará de acuerdo al cambio de presión.

Por lo que se necesita considerar la ecuación de energía sin transferencia de calor o trabajo:

$$dh + VdV = 0 \quad 4-90$$

Integrando se tiene:

$$h_o = h + \frac{V^2}{2} \quad 4-91$$

Donde h y h_o son las entalpías específica y de estancamiento para el fluido, y considerando que para gases ideales $dh = C_p dT$ se tiene que:

$$V = \sqrt{2 \cdot C_p T_o \left(1 - \frac{T}{T_o}\right)} \quad 4-92$$

Utilizando la igualdad para un proceso de expansión adiabático de gases ideales $T/T_o = (P/P_o)^{(\gamma-1)/\gamma}$ y $\rho = P/RT = (P_o/RT_o)(P/P_o)$ donde γ es la razón de calor específico y aplicando a la ecuación de continuidad del flujo ($w = \rho AV$) se tiene:

$$w = \frac{A \cdot P_o}{R \cdot T_o} \sqrt{2 \cdot C_p T_o \left[\left(\frac{P}{P_o}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P}{P_o}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right]} \quad 4-93$$

Donde el flujo cambia conforme la relación $P/P_o = r_p$ cambia, por lo que derivando la ecuación 4-91 se obtiene el punto donde el flujo es máximo,

$$\frac{P}{P_o} = r_p = \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma}{\gamma+1}} \quad 4-94$$

Este flujo máximo sería constante cuando se tengan las condiciones para flujo estrangulado. Para vapor saturado y sobrecalentado con $\gamma = 1.3$, $r_p = 0.545$.

Por lo que si $P_{DW} < 0.545 \cdot P_D$, el flujo de salida se mantendrá al máximo, de lo contrario el flujo de salida por la línea de vapor se puede calcular de la siguiente forma,

$$w = \frac{AP_D}{R \cdot T_D} \sqrt{2g_c c_c T_D \left[\left(\frac{P_{DW}}{P_D} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_{DW}}{P_D} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right]} \quad 4-95$$

4.5.1 Uso de la Ecuación de estado de Van der Waals

La ecuación 4-95 es resultado de usar la ecuación para gases ideales, pero a presiones menores de 10 kPa el vapor de agua se puede considerar como gas ideal independientemente de su temperatura con un error despreciable menor que 0.1 %. A presiones superiores la suposición de gas ideal produce errores inaceptables, en particular en la vecindad del punto crítico y en la línea de vapor saturado, por lo que en aplicaciones del vapor en centrales eléctricas las presiones involucradas son muy altas de modo que no deben usarse las relaciones de gas ideal, por lo que es necesario utilizar otra ecuación, y se recurre a la ecuación de Van der Waals:

$$\left(P + \frac{a}{v^2} \right) \cdot (v - b) = RT \quad 4-96$$

Donde los valores de las constantes para el agua son los siguientes:

$$\begin{aligned} a &= 1704.28 \\ b &= 0.001604 \\ R &= 461.5 \end{aligned}$$

Y para una expansión adiabática la ecuación 4-96 es constante y una de sus formas es la siguiente:

$$P \cdot (v - b)^{1.3} = \text{constante} \quad 4-97$$

Utilizando las ecuaciones 4-96 y 4-97 se tiene que:

$$\frac{T}{T_o} = \frac{\left(P + \frac{a}{v^2}\right)}{\left(P_o + \frac{a}{v_o^2}\right)} \left(\frac{P_o}{P}\right)^{\frac{1}{1.3}} \quad 4-98$$

$$\frac{R}{v-b} = \frac{\left(P_o + \frac{a}{v_o^2}\right)}{T_o} \left(\frac{P}{P_o}\right)^{\frac{1}{1.3}} \quad 4-99$$

Despejando el volumen específico en la ecuación 4-99 se tiene que:

$$v = \frac{R \cdot T_o}{\left(P_o + \frac{a}{v_o^2}\right)} \left(\frac{P_o}{P}\right)^{\frac{1}{1.3}} + b \quad 4-100$$

Por lo que la ecuación 4-99 de la velocidad se puede reescribir con las ecuaciones de Van der Waals y utilizarla en la ecuación de continuidad del flujo para obtener lo siguiente:

$$w = \rho A \sqrt{2 \cdot C_p T_o \left(1 - \frac{\left(P + \frac{a}{v^2}\right)}{\left(P_o + \frac{a}{v_o^2}\right)} \left(\frac{P_o}{P}\right)^{\frac{1}{1.3}}\right)} \quad 4-101$$

Y la densidad (ρ) y el volumen específico (v) se calculan con la ecuación 4-100

Los términos v^2 , v_o^2 y las constantes a y b de la ecuación de Van der Waals dentro de la ecuación ya no permiten hacer una simplificación tan directa para $P/P_o = r_p$, pero debido a que el objetivo es tener una expresión para calcular el flujo critico, no es necesario sobre todo tomando en cuenta que para este modelo tanto la presión de la vasija y en el pozo seco van a estar variando con respecto a un flujo fijo hasta que alcancen un punto, donde la relación r_p se cumpla, y a partir del cual el flujo seguirá la ecuación 4-101.

Por otra parte la razón de cambio r_p obtenida para los gases ideales proporciona un aproximado para el valor máximo del flujo con la ecuación de Van der Waals pueden, por lo que reescribiendo las ecuaciones 4-93 y 4-101 en función de P_o y r_p se tiene la siguiente forma:

$$w = \frac{A \cdot P_o}{R \cdot T_o} \sqrt{2 \cdot C_p T_o \left[(r_p)^{\frac{2}{1.3}} - (r_p)^{\frac{2.3}{1.3}} \right]} \quad 4-102$$

$$w = \rho A \sqrt{2 \cdot C_p T_o \left(1 - \frac{(r_p \cdot P_o + \rho^2 a)}{(P_o + \rho_o^2 a) r_p^{1/1.3}} \right)} \quad 4-103$$

$$\frac{1}{\rho} = \frac{R \cdot T_o}{(P_o + \rho_o^2 \cdot a) r_p^{1/1.3}} + b \quad 4-104$$

ρ_o y T_o son constantes en función de P_o que también es constante, por lo que se varia el valor r_p de 0.01 a 0.99 como se muestra en las gráficas de la Figura 4-8, donde se puede apreciar que para altas presiones, como las que se manejan en las centrales eléctricas, el error de usar es muy grande, como se ve para las curvas con la ecuación de Gases Ideales (GI) 4-102 para diferentes presiones en comparación con la ecuación 4-103 que utiliza la ecuación de estado de Van der Waals (VdW)

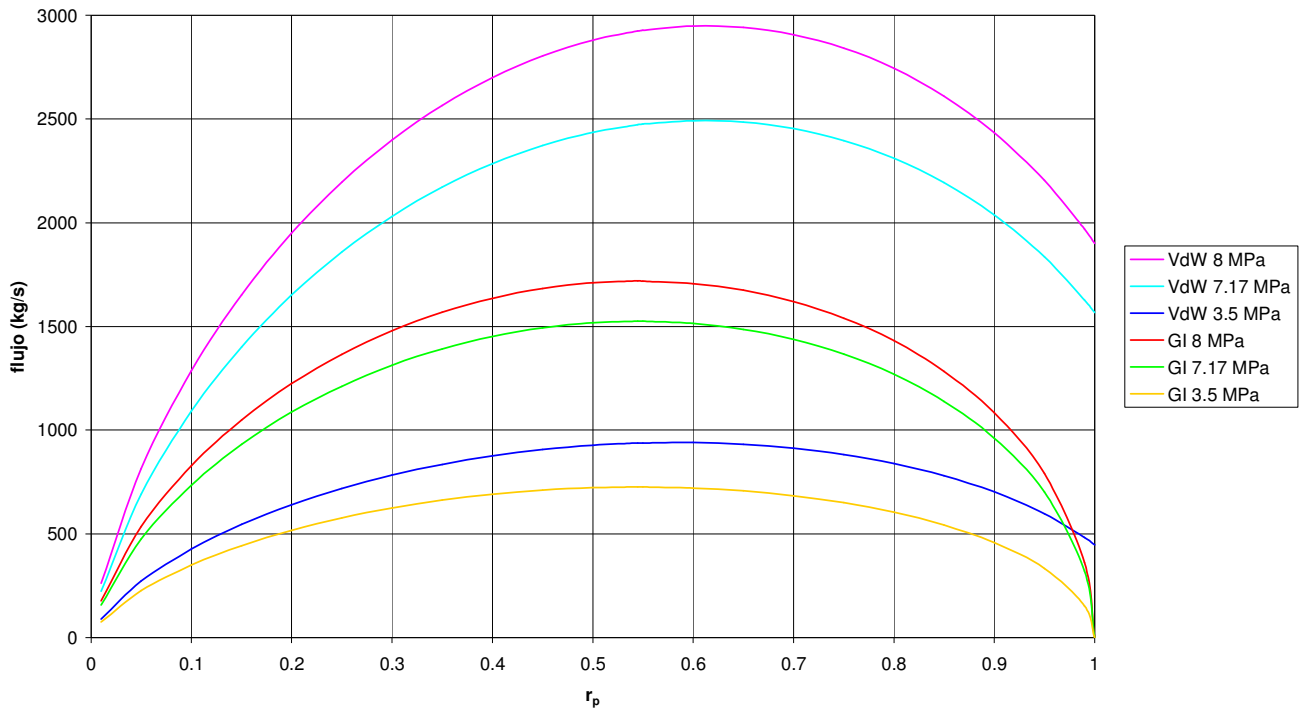


Figura 4-8 Comparativa de curvas de flujo

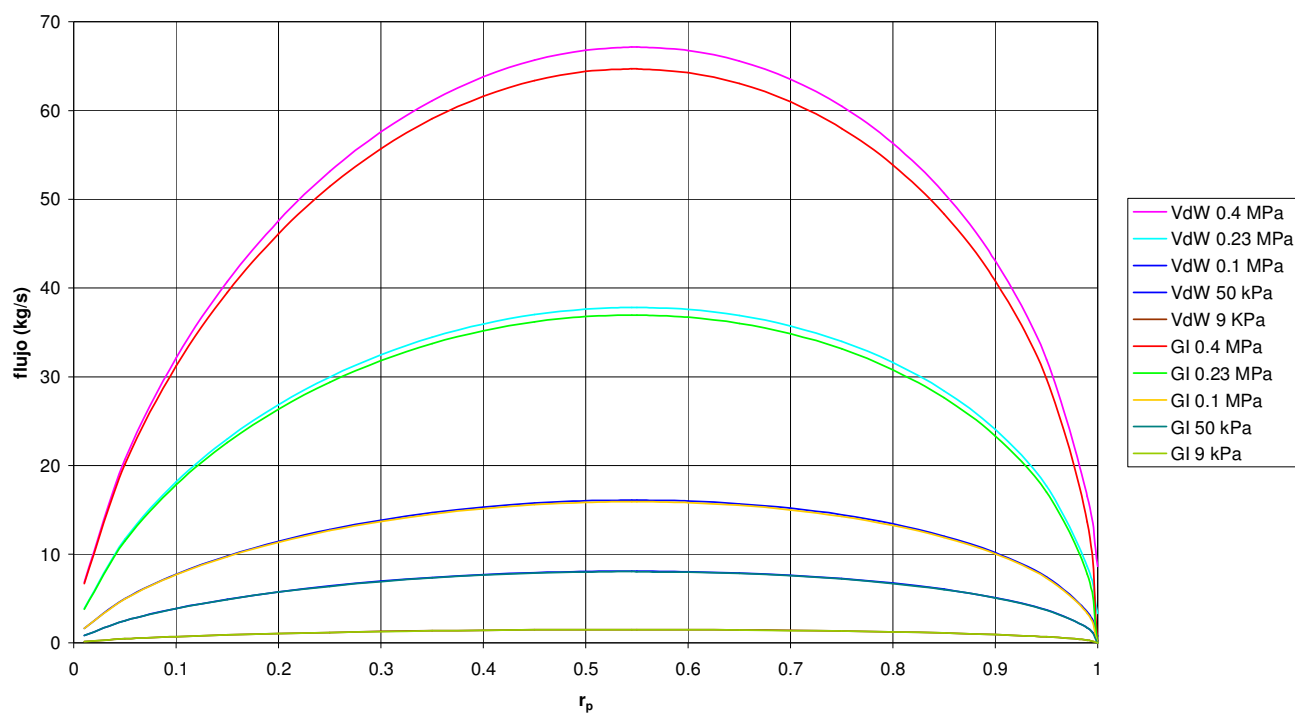


Figura 4-9. Comparativa de curvas de flujo

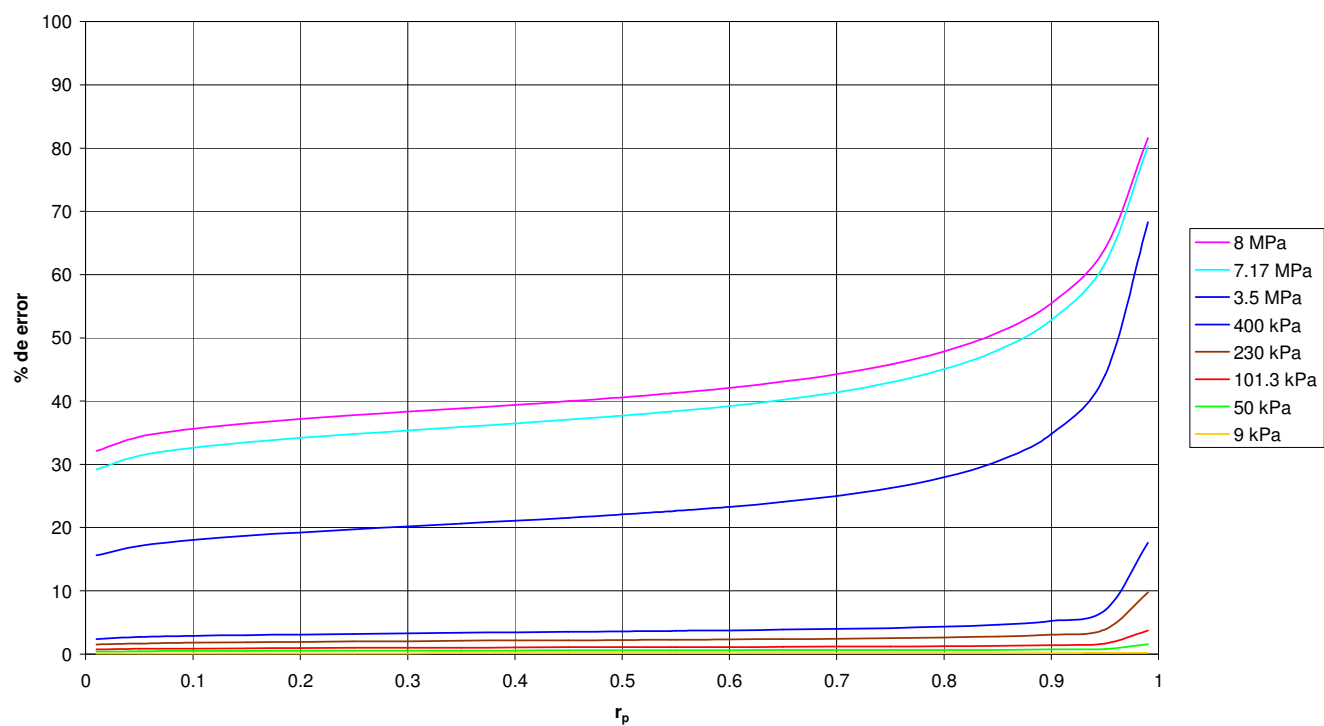


Figura 4-10. Comparativa de % de error para diferentes presiones

4. Desarrollo de modelos del ESBWR

Se puede apreciar como el error disminuye para presiones menores como se describe al inicio de la sección 4.5.1, que para presiones menores a 10 kPa la ecuaciones de gases ideales tiene un error despreciable, como se observa en la Figura 4-9 y como se verifica en la Figura 4-10 donde se muestra el margen de error entre la ecuación 4-102 y la ecuación 4-103 corregida, por lo que se verifica que el margen de error para altas presiones es inaceptable cuando se usa la ecuación para gases ideales.

Los valores utilizados en las gráficas de las Figuras 4-8 y 4-9 se presentan en las Tablas 4-1 y 4-2.

Tabla 4-1 Valores obtenidos para las ecuaciones 4-102 y 4.103 a diferentes presiones P_0

rp	GI 8 MPa	VdW 8 MPa	GI 7.17 MPa	VdW 7.17 MPa	GI 3.5 MPa	VdW 3.5 MPa	GI 0.4 MPa	VdW 0.4 MPa
0.01	177.52	261.55	157.51	222.51	74.98	88.85	6.6850	6.8499
0.05	534.64	814.54	474.38	691.33	225.83	272.44	20.1329	20.6897
0.1	828.11	1286.56	734.77	1090.80	349.79	426.78	31.1841	32.1061
0.15	1049.12	1651.96	930.87	1399.80	443.14	545.11	39.5065	40.7290
0.2	1224.46	1949.06	1086.44	1650.94	517.20	640.54	46.1093	47.5882
0.25	1365.68	2194.68	1211.75	1858.49	576.85	718.77	51.4275	53.1277
0.3	1479.04	2398.13	1312.33	2030.33	624.73	782.90	55.6962	57.5878
0.35	1568.28	2565.15	1391.51	2171.31	662.42	834.82	59.0565	61.1124
0.4	1635.72	2699.51	1451.35	2284.57	690.91	875.71	61.5963	63.7913
0.45	1682.81	2803.70	1493.13	2372.20	710.80	906.33	63.3694	65.6793
0.5	1710.29	2879.34	1517.52	2435.54	722.41	927.13	64.4043	66.8057
0.545	1718.45	2923.79	1524.75	2472.39	725.85	937.62	64.7114	67.1751
0.55	1718.38	2927.36	1524.69	2475.32	725.83	938.30	64.7087	67.1782
0.6	1706.73	2948.11	1514.36	2491.77	720.91	939.80	64.2702	66.7842
0.65	1674.43	2941.35	1485.70	2484.63	707.26	931.34	63.0539	65.5883
0.7	1619.80	2906.25	1437.22	2453.11	684.19	912.37	60.9965	63.5264
0.75	1540.05	2841.23	1366.47	2395.73	650.50	881.97	57.9937	60.4933
0.8	1430.65	2743.75	1269.40	2310.17	604.29	838.67	53.8739	56.3165
0.85	1283.67	2609.81	1138.98	2192.78	542.21	780.12	48.3392	50.6990
0.9	1083.58	2433.14	961.44	2037.77	457.69	702.31	40.8043	43.0654
0.95	790.62	2203.25	701.50	1835.37	333.95	597.56	29.7721	31.9857
0.99	362.11	1968.57	321.29	1627.49	152.95	482.72	13.6358	16.5460
% de error	0.825		0.778		0.232		0.00466	

Como se puede apreciar en ambas tablas, se resaltó en color amarillo los valores que se obtuvieron para el valor de $r_p = 0.545$ que es valido para el máximo flujo para la ecuación 4-102, que usa la ecuación de gases ideales y sin embargo para la ecuación 4-103 se puede observar que no coincide los valores de mayor flujo para altas presiones.

Pero se puede observar que el porcentaje de error calculado es menor al 1 % para las columnas que utilizan la ecuación de estado de Van der Waals, este error se calcula tomando el valor máximo (en naranja) para esa presión P_0 y comparándolo con el valor

que debería ser de acuerdo a la relación r_p de 0.545 obtenida por medio de la ecuación de gases ideales que se encuentra marcada en amarillo.

Tabla 4-2 Valores obtenidos para las ecuaciones 4-109 y 4.110 a diferentes presiones P_0

rp	GI 0.23 MPa	VdW 0.23 MPa	GI 0.1 MPa	VdW 0.1 MPa	GI 50 kPa	VdW 50 kPa	GI 9 kPa	VdW 9 kPa
0.01	3.8189	3.8770	1.6445	1.6567	0.8305	0.8338	0.1550	0.1551
0.05	11.5014	11.6973	4.9527	4.9940	2.5011	2.5124	0.4668	0.4673
0.1	17.8146	18.1389	7.6713	7.7396	3.8740	3.8926	0.7231	0.7238
0.15	22.5690	22.9989	9.7186	9.8092	4.9079	4.9326	0.9160	0.9171
0.2	26.3410	26.8609	11.3429	11.4524	5.7281	5.7580	1.0691	1.0704
0.25	29.3791	29.9765	12.6512	12.7769	6.3888	6.4231	1.1925	1.1939
0.3	31.8177	32.4818	13.7013	13.8409	6.9191	6.9572	1.2914	1.2930
0.35	33.7373	34.4585	14.5279	14.6794	7.3365	7.3778	1.3693	1.3711
0.4	35.1883	35.9574	15.1527	15.3141	7.6521	7.6960	1.4282	1.4301
0.45	36.2012	37.0095	15.5889	15.7582	7.8723	7.9184	1.4694	1.4713
0.5	36.7924	37.6312	15.8435	16.0188	8.0009	8.0485	1.4934	1.4953
0.545	36.9678	37.8268	15.9190	16.0982	8.0390	8.0877	1.5005	1.5025
0.55	36.9663	37.8271	15.9184	16.0979	8.0387	8.0874	1.5004	1.5024
0.6	36.7158	37.5897	15.8105	15.9922	7.9842	8.0334	1.4902	1.4923
0.65	36.0209	36.8989	15.5113	15.6931	7.8331	7.8822	1.4620	1.4641
0.7	34.8456	35.7180	15.0052	15.1848	7.5776	7.6259	1.4143	1.4163
0.75	33.1302	33.9867	14.2665	14.4416	7.2045	7.2515	1.3447	1.3466
0.8	30.7767	31.6062	13.2530	13.4208	6.6927	6.7374	1.2492	1.2510
0.85	27.6148	28.4053	11.8915	12.0487	6.0051	6.0466	1.1208	1.1225
0.9	23.3104	24.0505	10.0379	10.1808	5.0691	5.1060	0.9461	0.9476
0.95	17.0080	17.6997	7.3240	7.4490	3.6986	3.7293	0.6903	0.6914
0.99	7.7898	8.6322	3.3544	3.4843	1.6940	1.7212	0.3162	0.3169
% de error	0.0008016		0.0000		0.0000		0.0000	

Por lo que partiendo de estos resultados se tendrá un margen de error menor al 1% utilizando el valor de $r_p = 0.545$ para determinar el máximo flujo por medio de la ecuación 4-103 tenemos que para el calculo del flujo de salida en la rotura se considerara como flujo estrangulado cuando $P_{DW}/P_D < 0.545$ y el flujo máximo se calcula usando las ecuaciones 4-103 y 4-104 con respecto a la presión del domo P_D .

$$w = \rho A \sqrt{2 \cdot C_p T_D \left(1 - \frac{(r_p \cdot P_D + \rho^2 a)}{(P_D + \rho_D^2 a) r_p^{1/1.3}} \right)} \quad 4-105$$

$$\frac{1}{\rho} = \frac{R \cdot T_D}{(P_D + \rho_D^2 \cdot a) r_p^{1/1.3}} + b \quad 4-106$$

De este modo se está considerando que el flujo de salida se calcula como estrangulado para el valor que tenga en ese momento la presión del domo, siempre que se cumpla $P_{DW}/P_D < 0.545$. De otra forma cuando $P_{DW}/P_D \geq 0.545$ se utiliza la ecuación 4-101 de la siguiente forma:

$$w_{out} = \rho_{DW} A \sqrt{2 \cdot C_p T_D \left(1 - \frac{(P_{DW} + a \cdot \rho_{DW}^2)}{(P_D + a \cdot \rho_D^2)} \left(\frac{P_D}{P_{DW}} \right)^{\frac{1}{1.3}} \right)} \quad 4-107$$

Las ecuaciones 4-105 a 4-107 se utilizan de esa forma ya que tanto la presión del domo como la presión del pozo seco (DW) cambian y la única ecuación que las vincula son las del flujo de salida.

4.6 Presión en el Pozo Seco.⁶

La presión en el pozo seco (Drywell) se obtiene de la siguiente ecuación:

$$\frac{dP_{DW}}{dt} = - \frac{k \cdot P_{DW} v_{fg}(P_{DW})}{h_{fg}(P_{DW})} [h_D - f(P_{DW})] \frac{G_C(P, h_D) \cdot A_b}{V_{DW}} \quad 4-108$$

Donde:

$$w_{out} = G_C(P, h_D) A_b \quad 4-109$$

$$f(P_{DW}) = \mu(P_{DW}) - v_f(P_{DW}) \frac{\mu(P_{DW})}{v_{fg}(P_{DW})} \quad 4-110$$

$$\mu(P_{DW}) = \mu_f(P_{DW}) + \frac{\mu_{fg}(P_{DW})}{v_{fg}(P_{DW})} [v - v_f(P_{DW})] \quad 4-111$$

$$v = v_f(P_{DW}) + X_s \cdot v_{fg}(P_{DW}) \quad 4-112$$

Reescribiendo la ecuación 4-100 con la ecuación 4-101 tenemos que:

$$\frac{dP_{DW}}{dt} = - \frac{k \cdot P_{DW} v_{fg}(P_{DW})}{h_{fg}(P_{DW})} [h_D - f(P_{DW})] \frac{w_{out}}{V_{DW}} \quad 4-113$$

Donde el flujo de salida w_{out} se calcula con la ecuación 4-107, de acuerdo a las condiciones de presión y los valores adicionales de la ecuación 4-113 se calculan con las ecuaciones 4-110 a 4-112.

4.7 Resumen.

El desarrollo de modelos del ESBWR involucra el análisis del cambio de fase líquida a vapor. Por lo que es necesario tener modelos de cambio de presión basados en este aspecto, ya que la variación de la presión implica el cambio del punto de saturación del agua y en consecuencia este cambio afecta en el incremento o reducción en la cantidad de vapor que se está condensando o evaporando. De esta forma los valores obtenidos por estos modelos permiten que los modelos de transporte de flujo se realimenten para poder proporcionar los cambios de acuerdo a las variaciones de presión.

Bibliografía.

1. "The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Reactor" Chapter 5: Two phase flow, Lahey and Moody, American Nuclear Society, 1993.
2. "The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Reactor" Chapter 3: Applied Thermodynamics, Lahey and Moody, American Nuclear Society, 1993.
3. "Engineered Safety Features" Chapter 6-ESBWR Design Control Document Tier 2, Revisión 0, GE, Agosto 2005.
4. "Nuclear Heat Transport" Chapter 12: Two phase flow, El-Wakil, M.; International Text book Company. 1978
5. "Termodinámica" Capítulo 2: Propiedades de las sustancias puras, Çengel, Yunus A.; Mc Graw Hill 2002.
6. "The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Reactor" Chapter 11: Pressure Suppression Containment Systems, Lahey and Moody, American Nuclear Society, 1993.

5. Implementación de modelos del ESBWR

Con las ecuaciones definidas en el capítulo anterior es necesario re-escribirlas en lenguaje de computadora para implementar los modelos de presión y masa de agua para el reactor ESBWR durante el inicio de un accidente de pérdida de refrigerante. Utilizando el programa de Simulink de Matlab se puede tener un interfase que proporcione un manejo y visualización sencilla de los resultados que sea fácil de manipular e interpretar.

5.1 Implementación en Simulink de Matlab

Se definieron 4 bloques principales en Simulink, como se muestra en la Figura 5-1, para implementar los subsistemas que se describen en la capítulo 4 para las regiones críticas en el cambio de presión en el reactor y la contención durante un evento de LOCA.

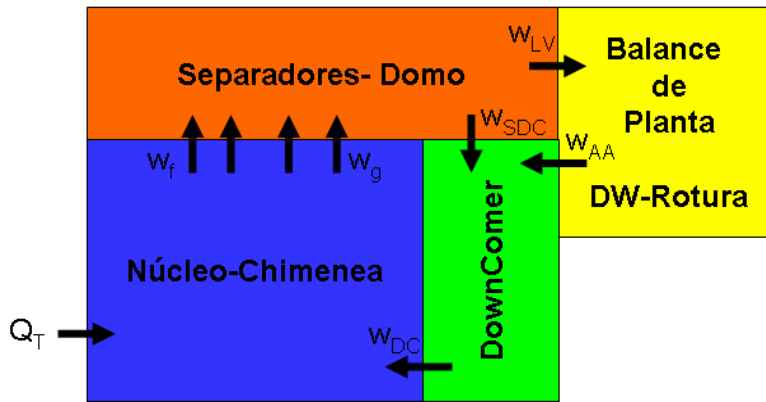


Figura 5-1. Bloques principales de implementación

De esta forma los bloques definidos utilizan integradores que representan a las variables de estado en las ecuaciones diferenciales ordinarias descritas en el capítulo anterior, de acuerdo al la Tabla 5-1 donde se dan los detalles de las variables que proporciona cada bloque y los módulos de transición entre cada bloque para los flujos de entrada y salida.

Tabla 5-1. Ecuaciones implementadas en bloques de simulink

Bloque	Ecuaciones usadas	Variables obtenidas
Separadores-Domo	4-6, 4-7, 4-11, 4-27, 4-28	M_{fb} , M_{gb} , w_{gf} , P_D , M_D
Núcleo-Chimenea	4-33, 4-35, 4-36, 4-41, 4-43, 4-45	M_{Sub} , M_{fN} , M_{gN} , w_{fg} , Q_{Ev} , P_N
Flujo de salida en el núcleo	4-55, 4-59, 4-60	w_N , w_{gN} , w_{fN}
Flujos de salida del domo-separadores	4-63, 4-67, 4-68, 4-73(EE), 4-71 (L)	w_{SDC} , w_{CU} , w_{fSDC} , $w_{LV}(EE)$, $w_{LV}(L)$
Balance de Planta	4-76, 4-79	w_{AA} , T_{AA}
DownComer	4-83, 4-89	w_{DC} , h_{DC}
Pozo seco	4-103, 4-104, 4-107, 4-113	w_{out} , P_{DW}

EE: Estado estable.

L: Accidentes por pérdida de refrigerante (LOCA).

En estas ecuaciones las variables de estado son M_{Sub} , M_{fN} , M_{gN} , w_{fg} , Q_{Ev} , P_N , M_{fb} , M_{gb} , w_{gf} , P_D , M_D , para el modelado de la vasija, mientras que las variables de estado para el balance de planta son w_{AA} , T_{AA} y para la contención w_{out} , P_{DW} .

5.2 Pruebas de los bloques en Simulink.

Los bloques descritos en la Tabla 5-1 se implementaron de forma independiente y fueron probados individualmente como se describe a continuación.

5.2.1 Separadores y Domo

La implementación de estas ecuaciones se realizó con la programación mostrada en la Figura 5-2. Para probar este módulo se fijaron constantes los valores de los flujos de entrada de líquido y vapor a los separadores, mientras que el flujo de salida en la línea de vapor se reduce para incrementar la masa en el domo y el flujo de salida de la zona donde inicialmente se acumula el líquido removido de los separadores, este flujo al downcomer se incremento con la finalidad de ver si se lograba reducir la masa de vapor y agua en esta región identificada como región del bulk.

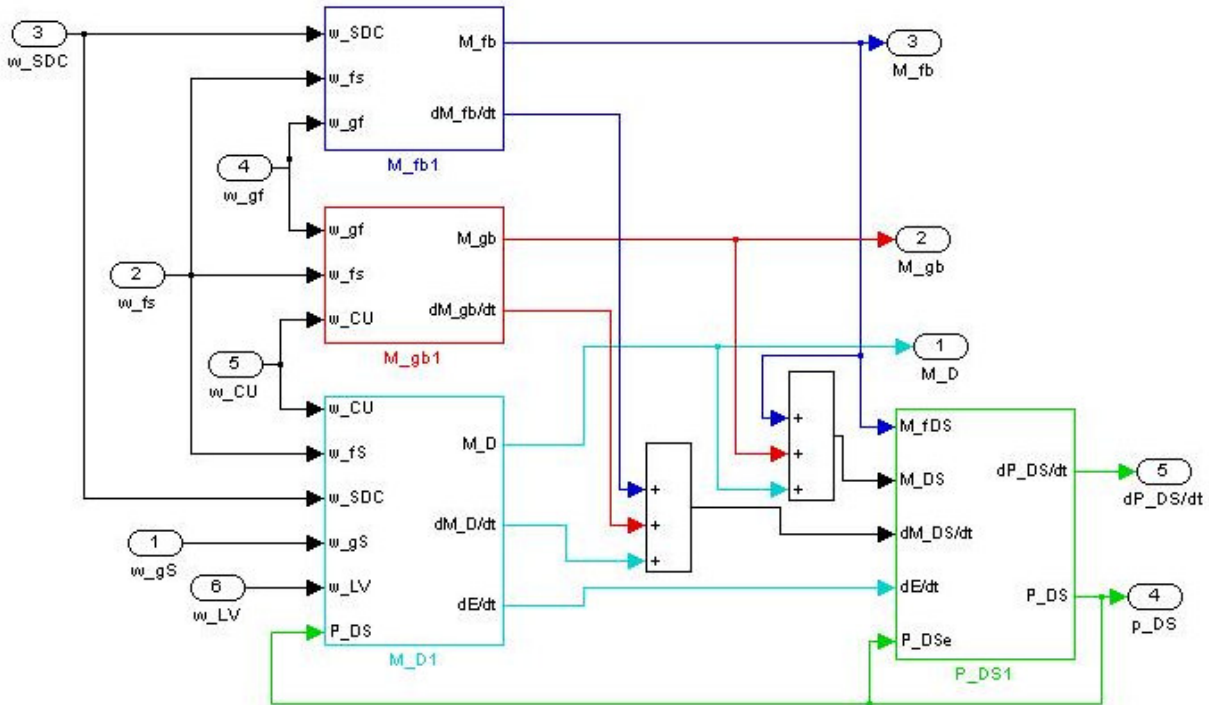


Figura 5-2. Implementación de las ecuaciones para la región del Domo y Separador.

Como se observa en la Figura 5-3a, aunque la masa de vapor en el domo alcanzó su nivel mínimo en el punto A la curva de presión continua decreciendo hasta el punto C en que la masa total de vapor alcanza el mínimo valor en el punto B (la presión sigue en gran medida al inventario de vapor en el domo, aunque el vapor disuelto en la región del bulk también tiene cierta influencia), adicionalmente se observa que la reducción en el vapor extraído no tiene mayor impacto en la reducción de masa de agua líquida debido al menor volumen que ocupa, con lo que se comprueba que el cambio de presión en modelo responde a los cambios en la masa de vapor total. De igual forma se observa que la masa de líquido solo decrece hasta que se aumenta considerablemente el flujo hacia el downcomer.

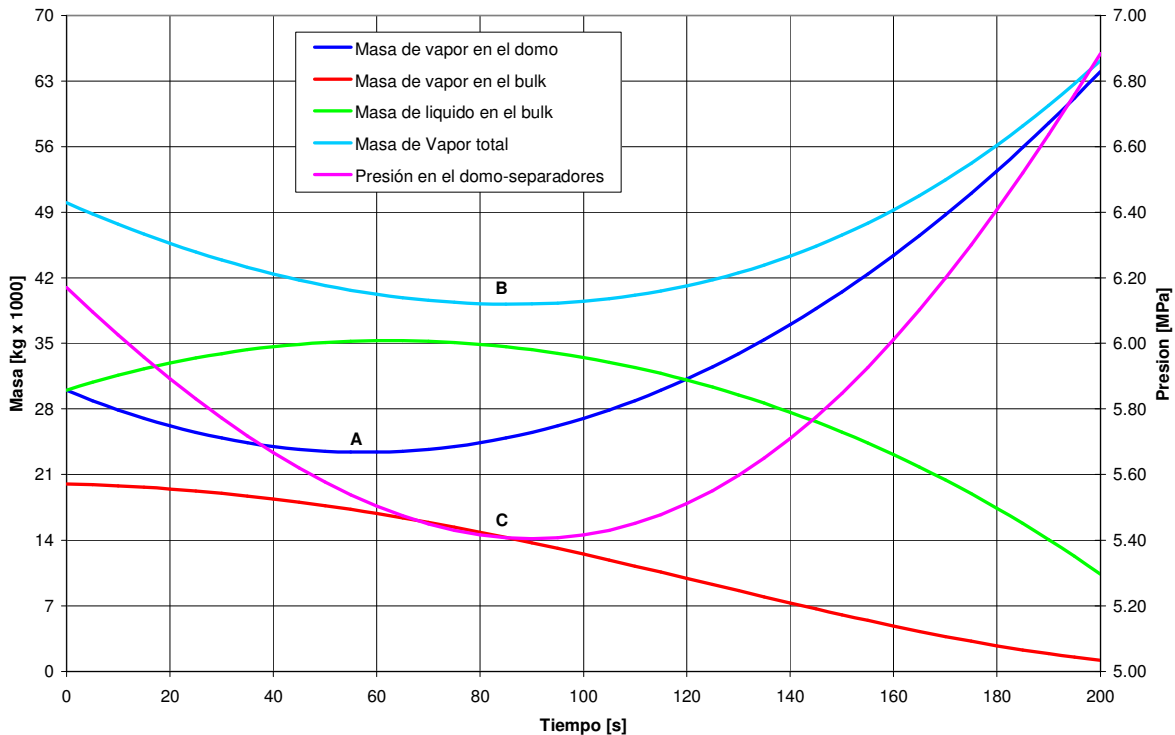


Figura 5-3a. Presión y masas en la región del domo y separadores

Por otra parte, la Figura 5-3b muestra el comportamiento del vapor condensado para los cambios de presión, como se observa en la parte inicial en el punto A. El valor de vapor condensado es negativo como resultado de la reducción de la presión lo que significa que en vez de condensarse el vapor, se está evaporando parte del agua líquida, en la región del bulk, que es removida en los separadores. La evaporación continúa hasta que la presión alcanza el valor mínimo en el punto C, e inicia la condensación a partir del punto B. Finalmente la razón de condenación comienza a reducirse en el punto D como resultado de la reducción de masa de vapor y líquido en la región del bulk. Con lo que el modelo demuestra responder correctamente a los cambios de presión para el proceso de condensación/evaporación.

5. Implementación de modelos del ESBWR

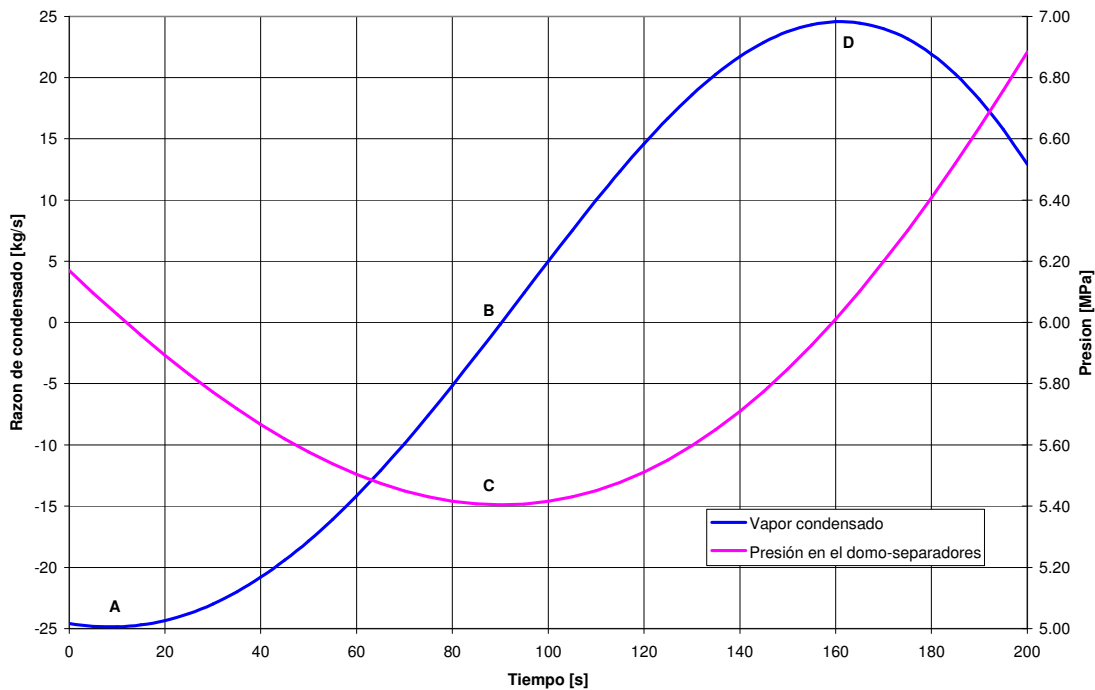


Figura 5-3b. Razón de condensado de vapor comparado con el cambio de presión

El bloque para la región de separadores y núcleo queda distribuido como se presenta en la Figura 5-4 para las ecuaciones listadas en la tabla 5-1.

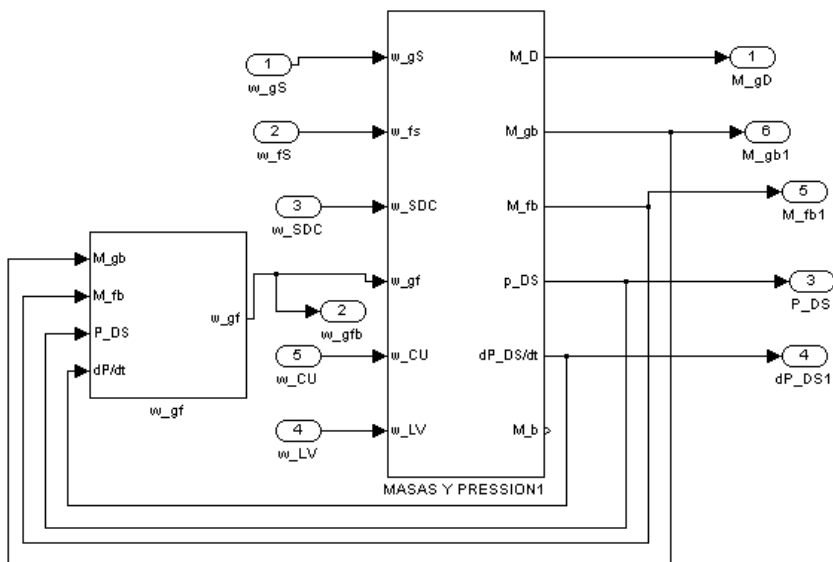


Figura 5-4. Módulo para el cálculo de presión y masas en el domo y separadores.

5.2.2 Núcleo y Chimenea.

Para probar el módulo del núcleo se mantuvo constante el calor de entrada, y los flujos de salida del núcleo (w_{gN} y w_{fN}), el flujo (w_{DC}) y la entalpía (h_{DC}) de entrada del downcomer se variaron para obtener los cambios en las masas como se muestran en la Figura 5-5.

En el gráfico de la Figura 5-5 se observa que la presión en el núcleo responde significativamente a los cambio en la masa de vapor en el núcleo, como se puede ver al momento en que la presión alcanza el máximo valor en el punto B que coincide con el tiempo en que la masa de vapor alcanza su máximo valor en el punto C, posteriormente se puede ver como la presión cae sin importar los cambios en la masa de agua saturada o agua subenfriada.

Por otra parte el incremento de masa líquido que alcanzo el punto de saturación, en la curva en color azul de la Figura 5-5, muestra el efecto en la reducción de presión ya que al bajar la presión el punto de saturación y el calor necesario para alcanzar la temperatura de saturación bajan y como resultado se tiene mayor cantidad agua que ha alcanzado el punto de saturación, complementando este resultado se observa la reducción de la masa de agua subenfriada, la curva en color verde, que al bajar el punto de saturación esta agua es calentada mas rápidamente al punto de saturación. Con lo cual se comprueba que el modelo del núcleo responde a los cambios en la masa de vapor y la relación en los cambios de masa del agua saturada y el agua subenfriada responden a los cambios en las propiedades y límites de saturación que ocurren con el cambio de presión en el núcleo.

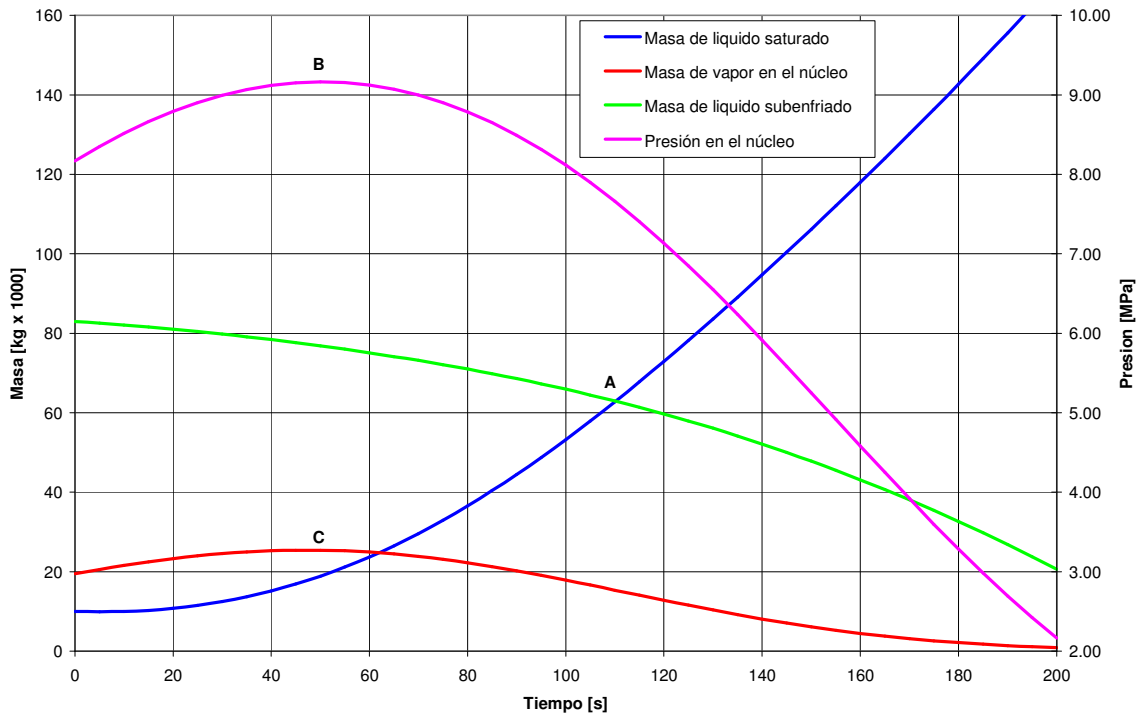


Figura 5-5. Masas y Presión en el núcleo durante las pruebas del modulo.

Debido a que los flujos de masa y los cambios de presión no son lo únicos involucrados en el comportamiento termodinámico del reactor, la Figura 5-6 complementa la descripción de los efectos en el punto de saturación por el cambio de presión descritos. Como se observa, el calor para evaporar agua se reduce como resultado de que los límites tanto para el punto de saturación como para el punto de evaporación se ven afectados con la reducción de presión, como se mencionó anteriormente y se puede observar en la Figura 5-6 que se requiere un incremento menor en el calor de saturación como resultado de la reducción de presión para que una mayor cantidad de agua subenfriada alcance el punto de saturación y de esta forma se tenga el rápido incremento observado en la masa de agua saturada.

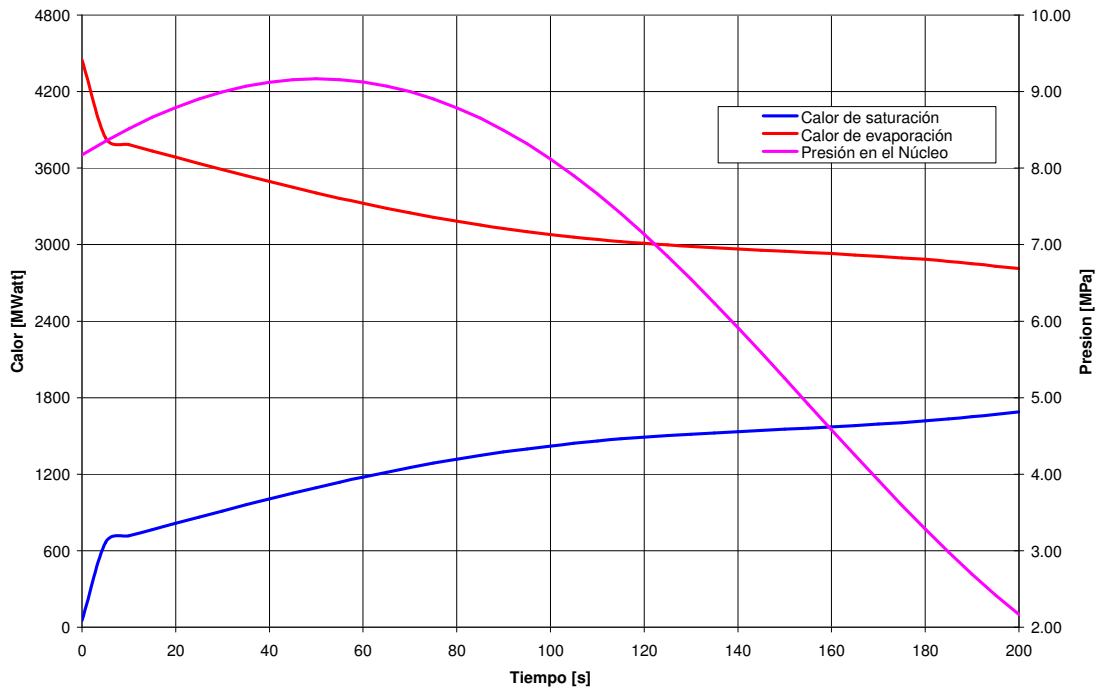


Figura 5-6. Calor de Saturación y evaporación.

Finalmente, la Figura 5-7 muestra la curva de evaporación con respecto a la presión, para una prueba realizada a los modelos de presión en el núcleo, donde se observa que la tasa de generación de vapor se redujo, con lo cual la masa de vapor en el núcleo se vio afectada y el consecuente efecto en la caída de presión está en el decremento en la tasa de evaporación como resultado de una mayor cantidad de masa subenfriada llegando al núcleo, para la cual se requiere mas energía para alcanzar el punto de saturación para así poder evaporar el agua saturada.

Como se observa en la Figura 5-7, esta reducción se mantiene hasta alcanzar el mínimo valor en el punto A que coincide con el punto A marcado en el gráfico de la Figura 5-6 donde la masa de agua saturada supera la masa de agua subenfriada, como resultado de tener mayor agua para ser evaporada y combinada con las condiciones de

presión y el punto de ebullición, la tasa de evaporación tiende a subir como se muestra en el gráfico de la Figura 5-7.

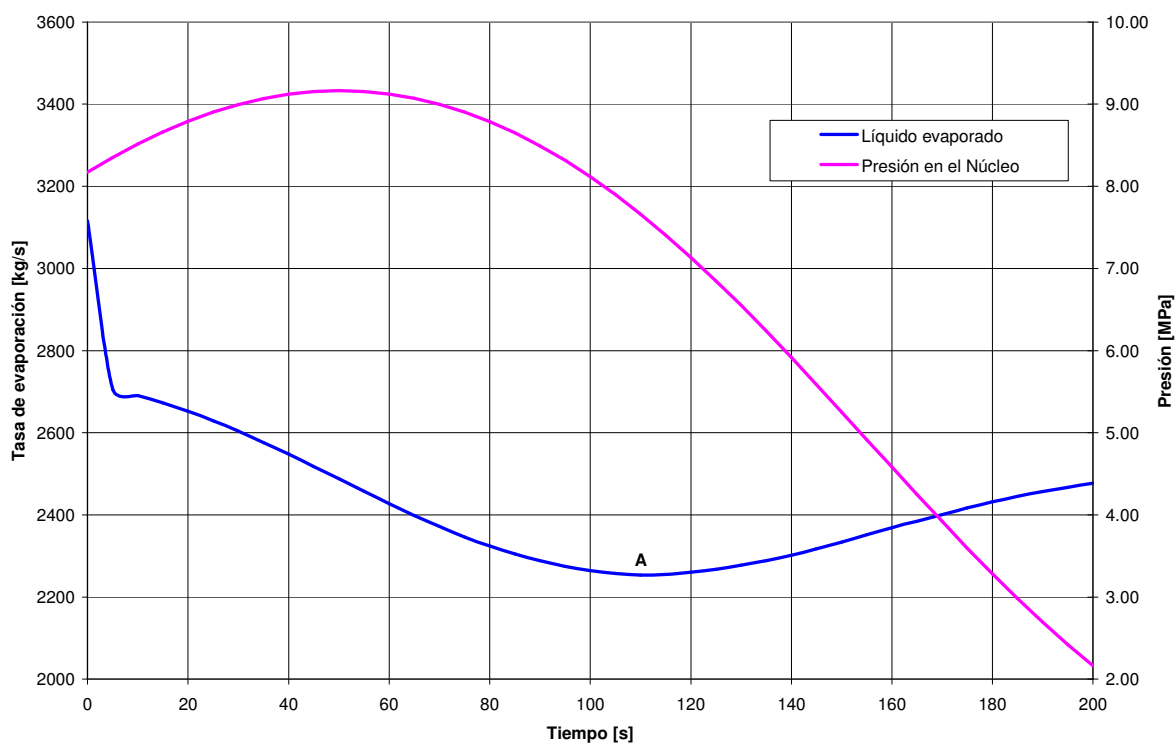


Figura 5-7. Tasa de evaporación en pruebas al modelo termo-hidráulico del núcleo.

5.2.3 Flujos de salida del núcleo y flujos entrada a los separadores.

El modelo de flujos de salida de vapor y líquido en el núcleo se implementó simultáneamente con el modelo de los flujos de entrada a los separadores, ya que la suma del flujo total para ambas regiones es el mismo y el cambio que se observa es resultado del cambio de la calidad por la diferencia de presión entre ambas regiones. Por lo que para probar este módulo se fijaron constantes: los valores de presión en el núcleo y en el domo, el flujo de entrada proveniente del downcomer, y las masas de líquido y vapor saturado en el núcleo.

De esta forma el gráfico de la Figura 5-8 muestra el efecto de cambio de calidad en el fluido al pasar de una mayor presión en el núcleo (7.5 MPa) a una menor presión en los separadores y el domo (7 MPa), la calidad de 0.71 en el núcleo aumenta a 0.74 en los separadores, lo que se ve reflejado en el gráfico al tener una mayor flujo de vapor en los separadores con respecto al núcleo, y una reducción del flujo de líquido al entrar en los separadores, como resultado nuevamente del cambio de presiones y el cambio del punto de saturación entre ambas regiones. Se puede ver que el flujo de líquido que se pierde al pasar a los separadores es el mismo que gana el vapor resultado del cambio de presión entre ambas regiones, que en este caso es una evaporación de una parte del líquido arrastrado por el vapor hacia los separadores como se observa en el gráfico.

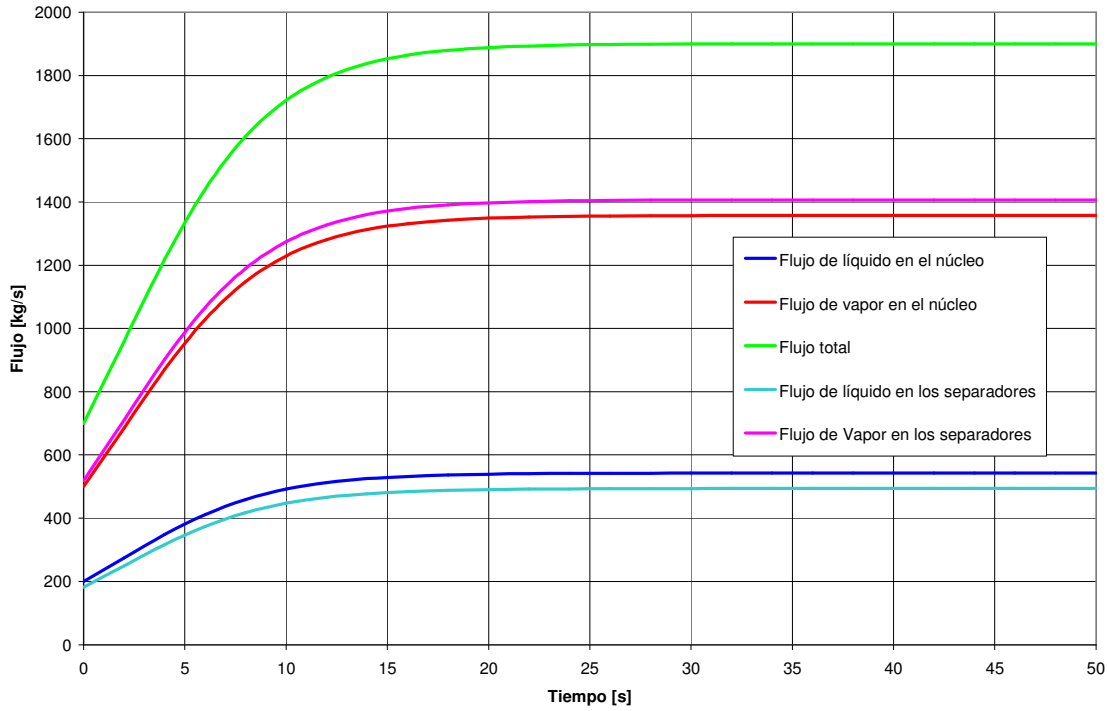


Figura 5-8. Flujos en el núcleo y los separadores

5.2.4 Calidad de vapor a la salida de la chimenea

Como se describió en la sección 5.2.2 el modelo del núcleo proporciona los valores de masas y presiones en el núcleo y ese mismo modelo puede extenderse para abarcar la región de chimenea y pleno superior ya que tiene separadas las fases de líquido subenfriado en el núcleo, del vapor y líquido saturados mezclados en la chimenea y separador de vapor..

Aunque se puede considerar que las masas mezcladas podrían proporcionar un valor estimado de la calidad del vapor que sale de la región de la chimenea y el núcleo, se debe tomar en cuenta que esa mezcla de vapor y líquido saturado ocupa un volumen en el núcleo y el resto de la masa ocupa el espacio en la chimenea y el domo, por lo que no sería aceptable calcular la calidad del vapor con las masas proporcionadas y es necesario definir ecuaciones adicionales que permitan obtener la calidad exclusivamente en la chimenea y el pleno por lo que se tiene que:

$$M_{gN1} = \frac{\alpha \cdot V_N}{v_{gN}} \quad 5-1$$

Donde

M_{gN1} es la masa de vapor saturado en el núcleo.

V_N es el volumen total del núcleo.

α es la fracción de vacíos promedio en el núcleo.

v_{gN} es el volumen específico del vapor a la presión en el núcleo.

$$M_{fN1} = \frac{(1 - \alpha) \cdot V_N}{v_{fN}} - M_{Sub} \quad 5-2$$

Siendo:

M_{Sub} la masa de líquido subenfriado antes del cambio de fase.

M_{fN1} la masa de líquido saturado en el núcleo, V.

v_{fN} el volumen específico del líquido a la presión en el núcleo.

Por lo que la masa total en la chimenea y el pleno se obtiene de la siguiente forma:

$$M_{CH+P} = M_{N+CH+P} - \rho_N V_N \quad 5-3$$

Donde en este caso:

M_{CH+P} es la masa total de líquido y vapor saturado en el pleno y la chimenea.

ρ_N es la densidad promedio en el núcleo.

M_{N+CH+P} es la masa total en el núcleo, chimenea y pleno

Si se conocen todas las masas en el núcleo se puede obtener la densidad promedio en el núcleo de la siguiente forma:

$$\rho_N = \frac{1}{V_N} (M_{Sub} + M_{fN1} + M_{gN1}) \quad 5-4$$

Sustituyendo las ecuaciones 5-1 y 5-2 en la ecuación 5-4 se obtiene la densidad promedio con la que se obtiene la reducción para la ecuación 5-3 de la siguiente forma:

$$M_{CH+P} = M_{N+CH+P} - \frac{(1 - \alpha) \cdot V_N}{v_{fN}} - \frac{\alpha \cdot V_N}{v_{gN}} \quad 5-5$$

Por lo que se obtiene la masa de vapor (M_{gCH+P}) en el pleno y la chimenea de la siguiente forma:

$$M_{gCH+P} = \frac{V_{CH+P}}{v_{fgN}} - \frac{v_{fN} M_{CH+P}}{v_{fgN}} \quad 5-6$$

Con V_{CH+P} siendo el volumen total en la chimenea y el pleno.

5. Implementación de modelos del ESBWR

El valor promedio de vacíos en el núcleo que utiliza la ecuación 5-5 se obtiene del promedio de la fracciones de vacíos a la entrada del núcleo y a la salida de núcleo. Por lo que el módulo para el cálculo de la presión y las masas en núcleo y la chimenea se estructura de la siguiente forma y con ello completar el módulo para el núcleo y la chimenea:

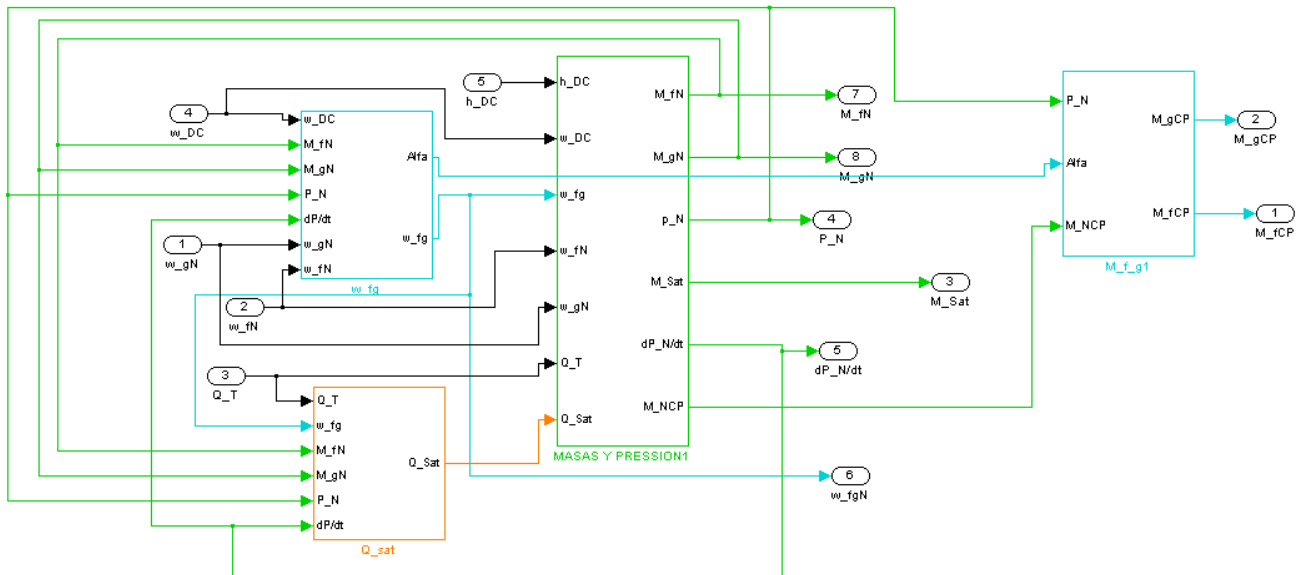


Figura 5-9. Módulo para el cálculo de presión y masas en el núcleo y la chimenea

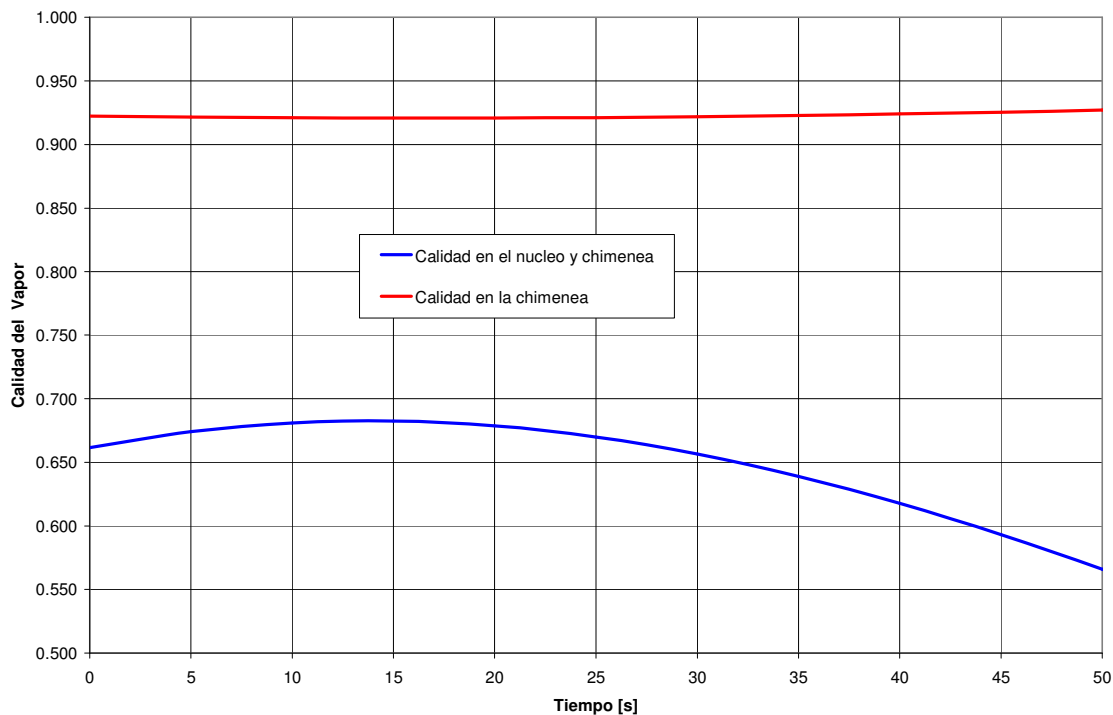


Figura 5-10. Calidad de vapor para el núcleo y la chimenea.

Como se puede observar en la Figura 5-10, la diferencia entre la calidad para la región completa del núcleo y la chimenea comparada con la calidad exclusivamente de la chimenea resulta en la diferencia que permite tener un valor más aproximado al que se tiene dentro de la chimenea del reactor gracias a que se separa el cálculo de calidad para considerar las regiones de forma independiente tal y como ocurren en el fenómeno termodinámico.

5.2.5 Flujos de salida de la región de domo y separador.

Para el flujo de líquido mezclado con vapor que es removido en los separadores para devolverlo al downcomer el comportamiento es similar al usado para el movimiento de flujo del núcleo a los separadores en la sección 5.2.3 con el cambio de dimensiones y flujos que se tienen para esta región.

Por otra parte para el flujo de salida en la línea de vapor se tienen dos situaciones contempladas para este flujo en estado estable como se puede observar en la Figura 5-11, donde el flujo alcanza un estado estable para valores fijos de: presión en el domo, flujo de agua de alimentación y calor suministrado en el núcleo; de acuerdo a la ecuación 4-73, donde el cambio en la energía en el reactor es despreciado debido a que alcanza el estado estable razonable.

Mientras que para la curva del flujo en la línea de vapor durante el transitorio por pérdida de presión en el domo se presenta en la Figura 5-11, considerando para la ecuación 4-71 que la presión inicial en el domo es de 7 MPa y tiende a la presión en la línea de vapor de 2 MPa, con una área de fuga constante. Ahí se observa como la curva de flujo de salida en la línea de vapor tiende a disminuir conforme la diferencia de presiones disminuye.

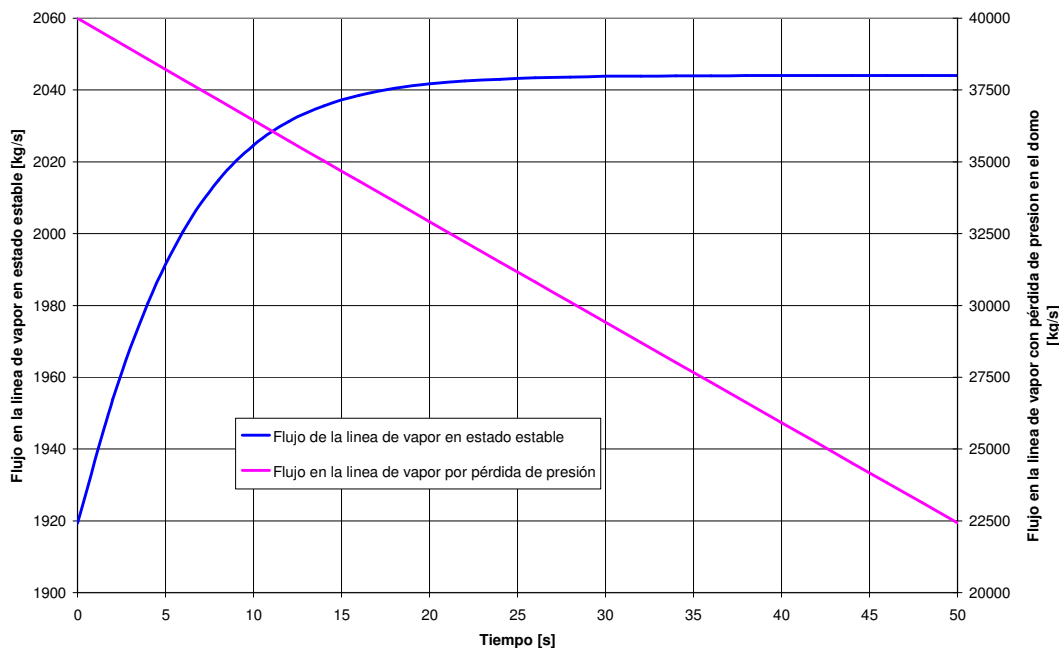


Figura 5-11. Curvas de flujo en la línea de vapor.

Este modelo de flujo para la despresurización fue seleccionado como se explicó en la sección 4.5, debido a que se va tener una diferencia de presiones por las cuales el flujo tendrá una variación en función de la presión por lo que el flujo a la entrada de la línea de vapor también debe ser considerado.

5.2.6 Balance de planta.

Debido a que no se pretende modelar el balance de planta debido a la gran cantidad de elementos que intervienen como turbinas, calentadores, condensadores y bombas, se planteó la ecuación 4-76 para el flujo del agua de alimentación considerando que las perdidas son despreciable y que el flujo que sale por la línea de vapor es el mismo que regresa por la línea de agua de alimentación pero en estado líquido.

Es necesario tener un punto de referencia para determinar las propiedades del agua de alimentación para lo cual se usa la ecuación 4-79, la cual se basa en el flujo de la línea de vapor para determinar la temperatura del agua de alimentación y con la cual se obtienen la entalpía y la densidad de la misma.

Aprovechando los resultados del modelo de flujo en la línea de vapor para estado estable se utiliza los valores obtenidos para probar el módulo para el flujo de agua de alimentación, ya que ambos se realimentan. Como se observa en el gráfico de la Figura 5-12, el flujo de agua de alimentación tiende a seguir el flujo de la línea de vapor, mientras que la temperatura presenta una respuesta basada en los parámetros que intervienen en la ecuación 4-79 descrita en la sección 4.4.4.

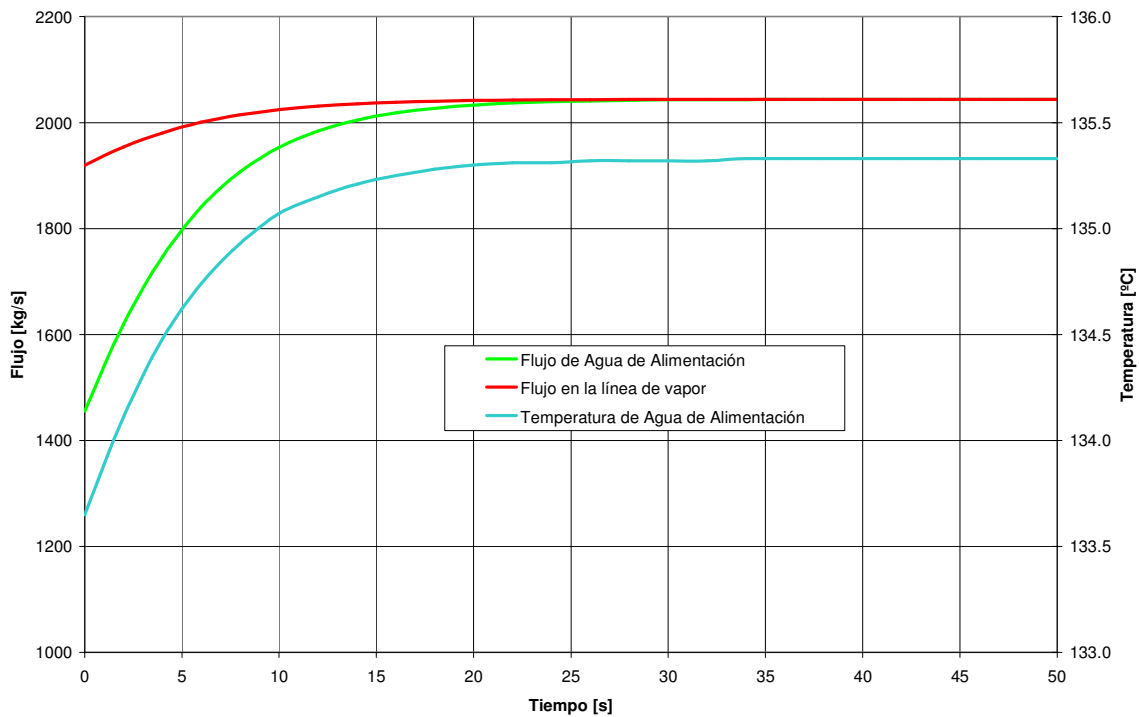


Figura 5-12. Flujo y Temperatura del Agua de Alimentación.

Debido a la realimentación que tienen los módulos para el flujo en la línea de vapor y del agua de alimentación, este conjunto de valores se obtienen en el mismo bloque de tal forma que quedan agrupados como se muestra en la Figura 5-13.

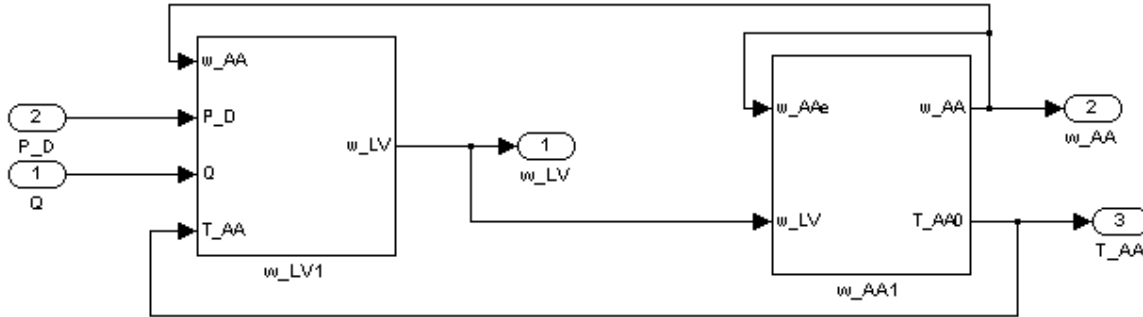


Figura 5-13. Módulo par el cálculo de los flujos de la línea de vapor y agua de alimentación.

5.2.7 Downcomer

La entalpía en el downcomer tiende a un valor cuando se alcanza un estado estable, y con las pequeñas variaciones que ocurran, por lo que se definieron valores constantes de entrada, de esta forma como se muestra en la Figura 5-14 la entalpía a la salida del downcomer tiende a un valor como resultados de los valores de las entalpías de entrada y los flujos como se observa en el gráfico.

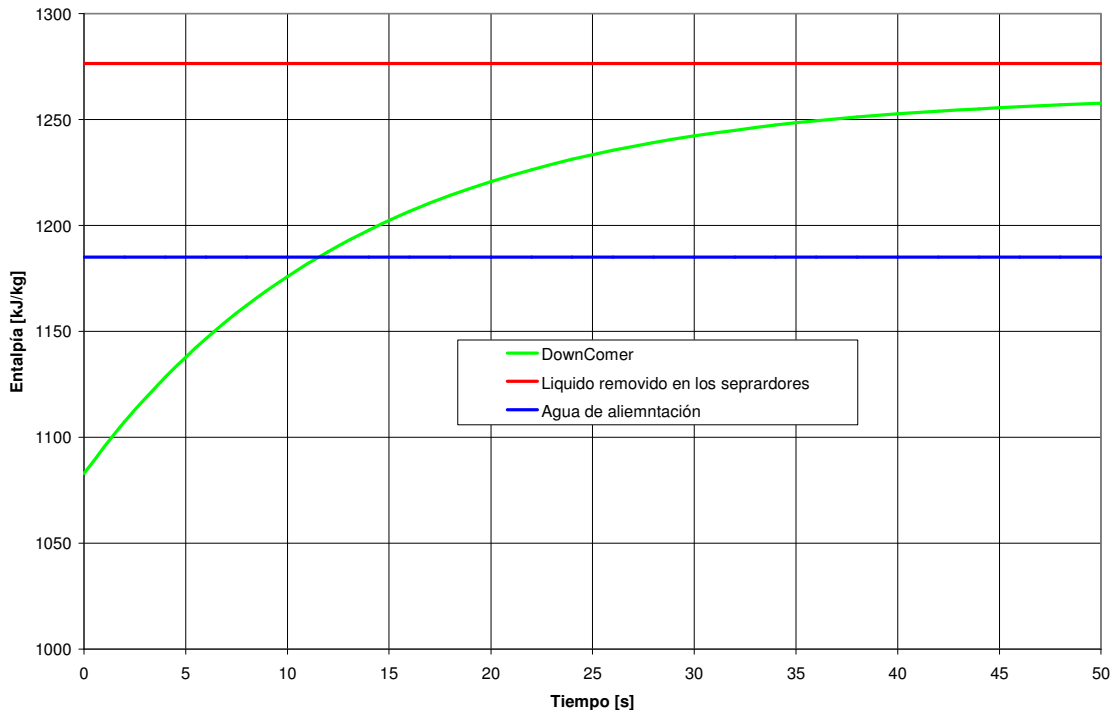


Figura 5-14. Entalpía de salida del downcomer.

5.2.8 Pozo seco.

Cuando la falla en la línea de vapor ocurre además de afectar la presión de la vasija y el flujo de salida de la línea de vapor, las condiciones en la contención se ven involucradas, en consecuencia la presión en el pozo seco cambiará como resultado del vapor liberado a través de la rotura en la línea de vapor, de esta forma el flujo a la salida de la línea de vapor relaciona las presiones en la vasija y el pozo seco.

La Figura 5-15 compara los resultados obtenidos para la Tabla 4-1 y los valores obtenidos con el modelo de simulink para una presión constante de estancamiento (domo) de 7.17 MPa, con lo que se verifica que el módulo implementado para el flujo de salida de la línea de vapor al pozo seco se cumple.

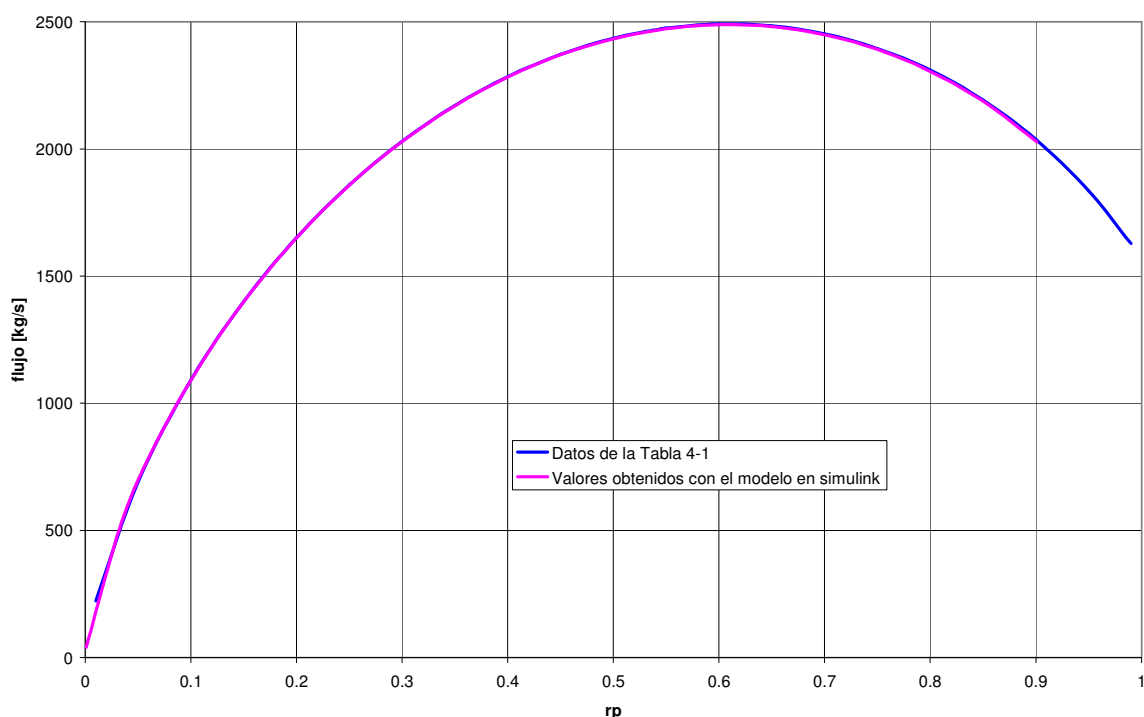


Figura 5-15. Curva de flujo para presión de estancamiento constante.

Por lo que en las Figuras 5-16 y 5-17 se observa el comportamiento del flujo de salida para una caída de presión, como se describió en la sección 4.5.1 la forma de calcular el flujo dependerá de la diferencia de presiones en el domo y el pozo seco, de tal forma que se tendrá una etapa en la que el flujo sea estrangulado por la gran diferencia de presiones y para lo cual se emplearán las ecuaciones 4-103 y 4-104, como se muestra en la Figura 5-16. De tal forma que cuando la diferencia de presiones sea menor y la relación r_p entre la presión del domo y el pozo seco es mayor a 0.545 la curva de la Figura 5-17 muestra el comportamiento que se tendrá para el flujo de salida hacia el pozo seco, el cual habrá dejado de ser estrangulado de acuerdo a lo descrito en la sección 4.5.1 para flujo estrangulado y no estrangulado.

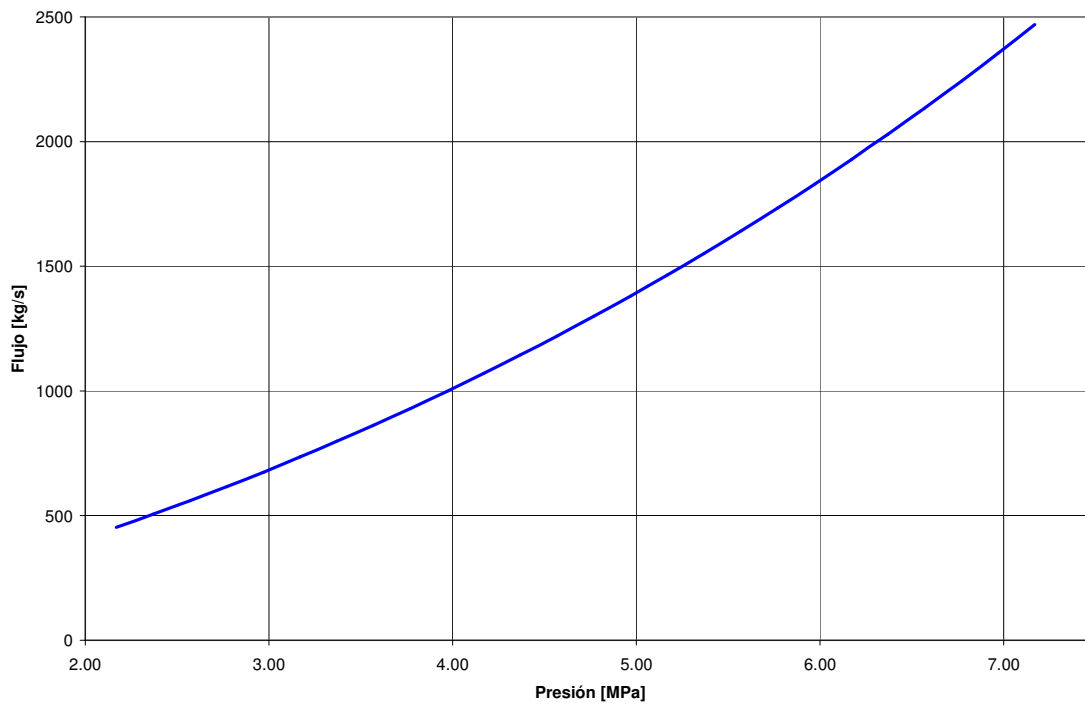


Figura 5-16. Caída de presión en el domo y flujo estrangulado.

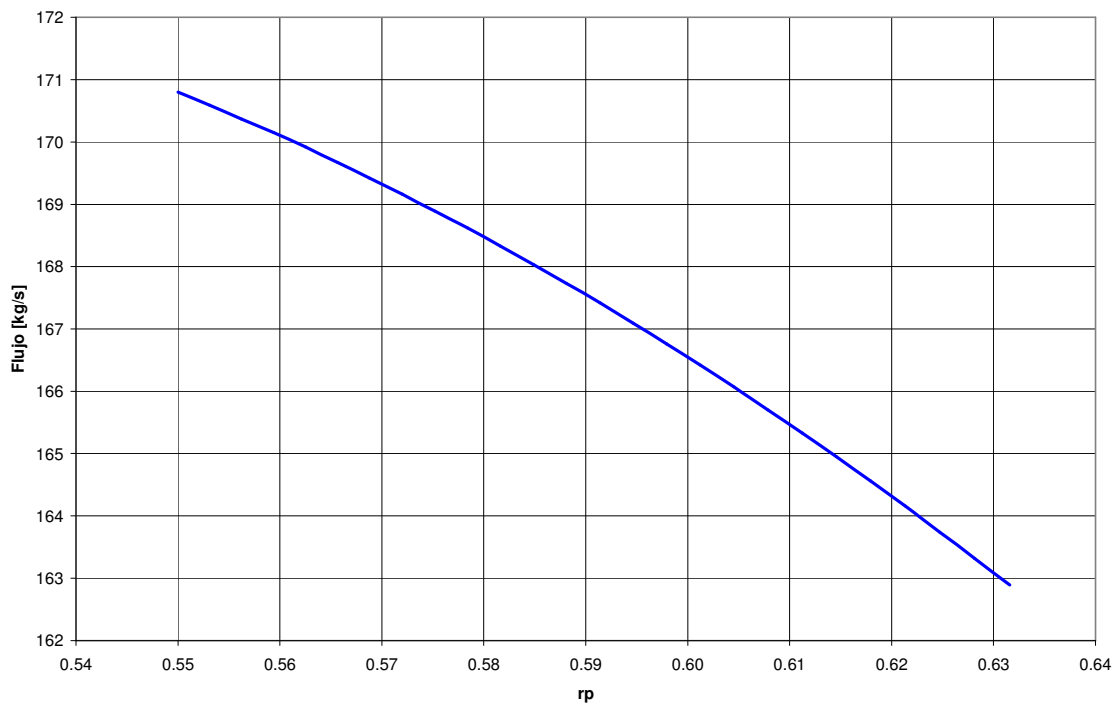


Figura 5.17 Flujo no estrangulado de salida.

Por lo que el módulo para el flujo de salida se tendría con la selección de flujo de acuerdo a la diferencia de presiones como se muestra en la Figura 5-18.

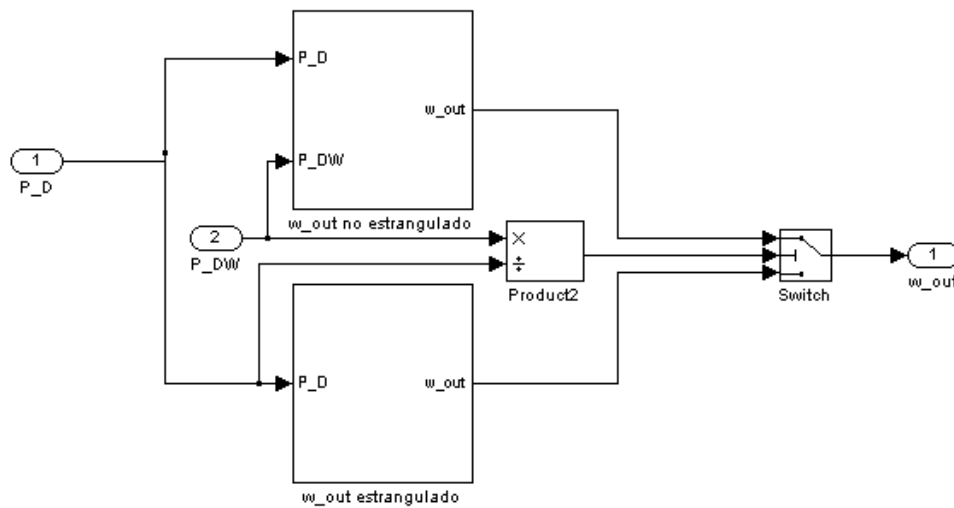


Figura 5-18. Bloque para el flujo de salida al pozo seco

Finalmente la ecuación 4-113 para el cálculo de la presión en el pozo está relacionada con la presión en el domo y el flujo de salida al pozo seco, usando los resultados de caída de presión en el domo y el flujo de salida obtenidos en la Figura 5-16 se obtiene la curva de comportamiento de presión en el pozo seco que se muestra en la Figura 5-19, donde se puede observar la respuesta como resultado de la caída de presión en el domo y la caída del flujo hacia el pozo seco.

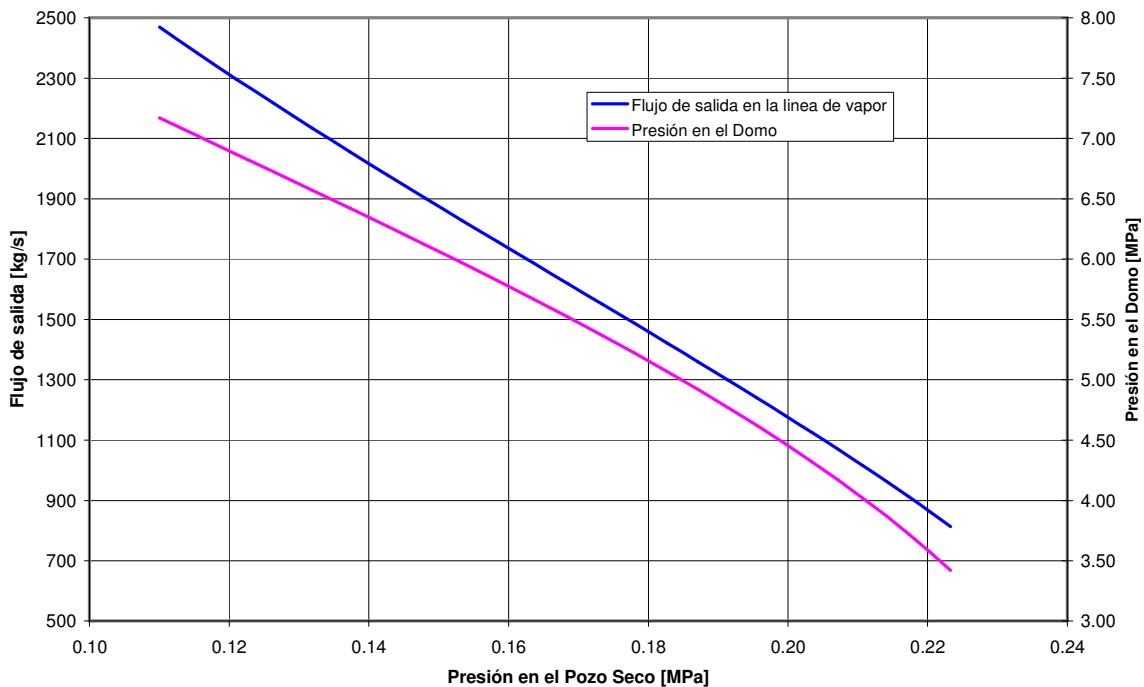


Figura 5-19. Incremento de la presión en el pozo seco.

5.3 Integración de los módulos.

Una vez verificado los módulos de forma independiente en la sección 5.2 de acuerdo a la descripción realizada en el capítulo 4 para las ecuaciones planteadas, se procede a realizar la integración de los módulos, con el fin de observar la respuesta de éstos para el estado estable y el accidente por pérdida de refrigerante (LOCA) con rotura en la línea de vapor.

Para tal integración es necesario tener una tabla de valores iniciales y de referencia para verificar los resultados que entrega el modelo, por lo que en la Tabla 5-2 se resume los valores a considerar y que sirven de referencia para las condiciones iniciales del modelo integrado, y los cuales fueron extraídos de la información descrita y de tablas sobre el reactor ESBWR de los capítulos 2 y 3.

Tabla 5-2a Valores de condiciones estado estable y en evento de LOCA

Descripción	Valor	Unidades
Potencia al 100 %	4500	MWt
Presión en la vasija	7.17	MPa
Flujo en la Línea de vapor	2432.5	kg/s
Flujo de agua de alimentación	2426.7	kg/s
Temperatura de agua de alimentación	215.6	°C
Entalpía de agua de alimentación	925	kJ/kg
Entalpía del downcomer	1183	kJ/kg
Presión en el pozo seco	110	kPa
Diámetro de la línea de vapor	0.7	m por línea
Fracciones de vacíos en el núcleo	0.4866	
Condiciones para el evento de LOCA con rotura en la línea de vapor		
Presión el pozo seco para iniciar el SCRAM	123	kPa
Área de fuga en la línea de vapor	0.09832	m

Tabla 5-2b Dimensiones de la vasija y la contención

Descripción	Longitud [m]	Área de flujo [m ²]	Volumen [m ³]
Núcleo	20.22	3.79	76.6338
Chimenea	29.27	6.6	193.182
Pleno superior	29.53	2.75	81.2075
Separadores	14.67	7.5	110.025
Domo	28.67	2.79	79.9893
Downcomer	8.4	14.53	122.052
Pozo seco	n/a	n/a	7206

5.3.1 Modelo en estado estable.

Basado en los valores de las tablas 5-2 se estimaron los valores iniciales para los flujos y las masas en el modelo integrado, se unió módulo por módulo para verificar que en

conjunto los bloques de flujos, masas y presiones conservaban el comportamiento descrito en secciones anteriores. De tal forma que para el estado estable los módulos listados en la Tabla 5-1 quedaron integrados y a continuación se procede a describir los resultados obtenidos.

La Figura 5-20 presenta el comportamiento de la presión, como se puede observar después de 1000 segundos los valores de la presión en el núcleo y el domo tiende a un valor promedio de 7.02 MPa que comparada con el valor nominal de las Tabla 5-2a representa un error del 2%. Este estado estable tiene como resultado que los valores del calor para evaporar y para elevar el agua al punto de saturación tiendan también a un valor constante, 3070 MW y 1430 MW respectivamente, como se aprecia en la misma Figura 5-20.

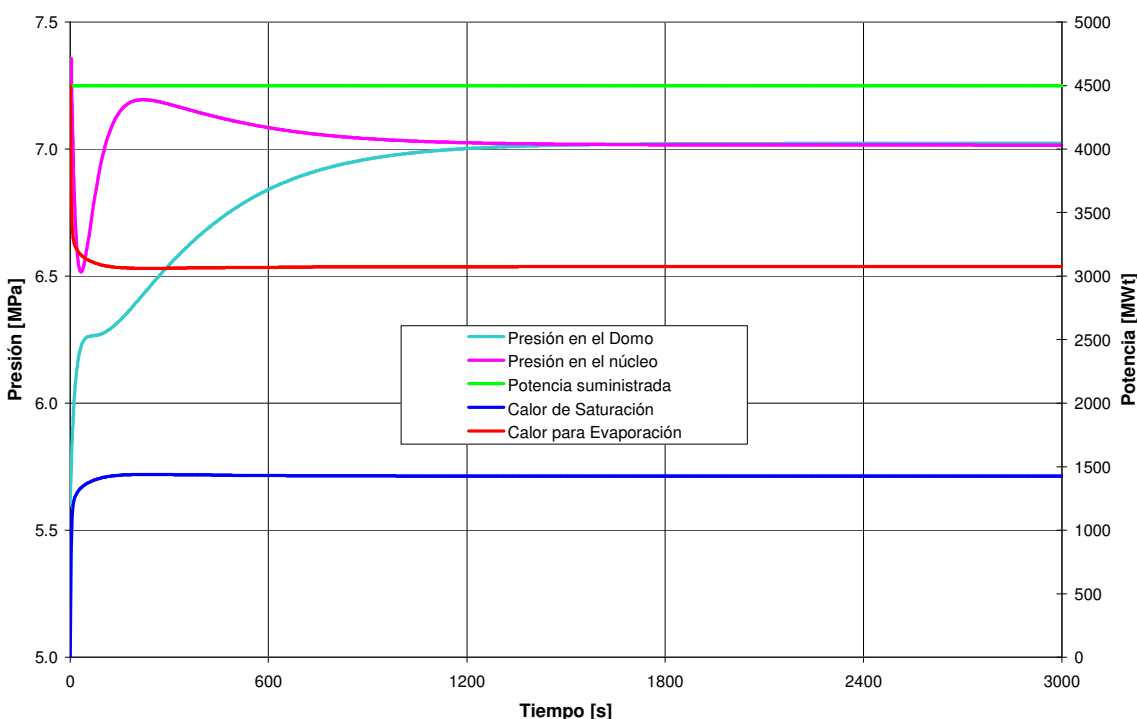


Figura 5-20. Presión y potencia en el núcleo del reactor.

De forma similar para los flujos de vapor y líquido en el núcleo, los que alcanzaron un valor constante como se muestra en la Figura 5-21, donde se observa además que la generación de vapor en el núcleo responde con la distribución del calor para evaporar y calentar el agua hasta el punto de saturación. De igual forma se muestra como el flujo de salida del núcleo sigue la razón de generación de vapor como resultado de que el sistema alcanza un punto de equilibrio.

La Figura 5-22 muestra como los flujos involucrados en el transporte de masa tienden a un valor constante conforme el sistema alcanza su punto de equilibrio, y se puede observar como el flujo total del núcleo tiende a seguir la curva del flujo del downcomer. De forma similar el flujo de agua de alimentación tiende a seguir el flujo de salida de la

5. Implementación de modelos del ESBWR

línea de vapor como resultado de las consideraciones realizadas para el balance de planta.

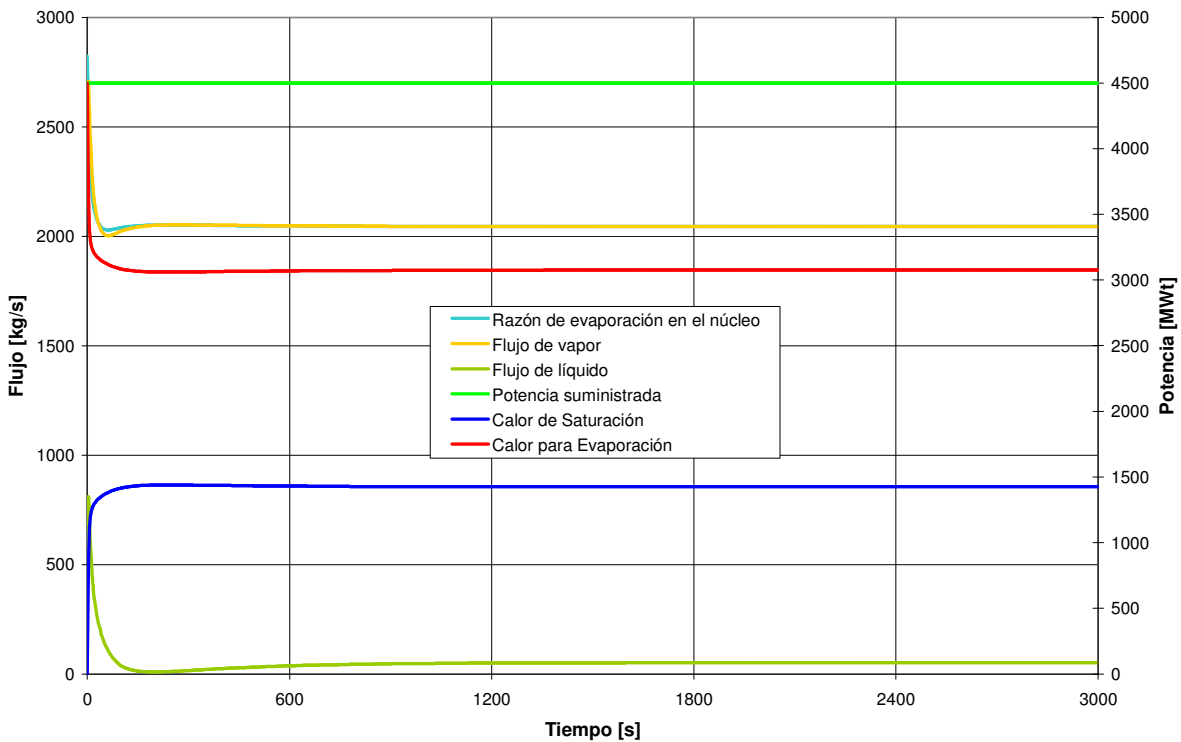


Figura 5-21 Flujos de vapor y líquido en el núcleo

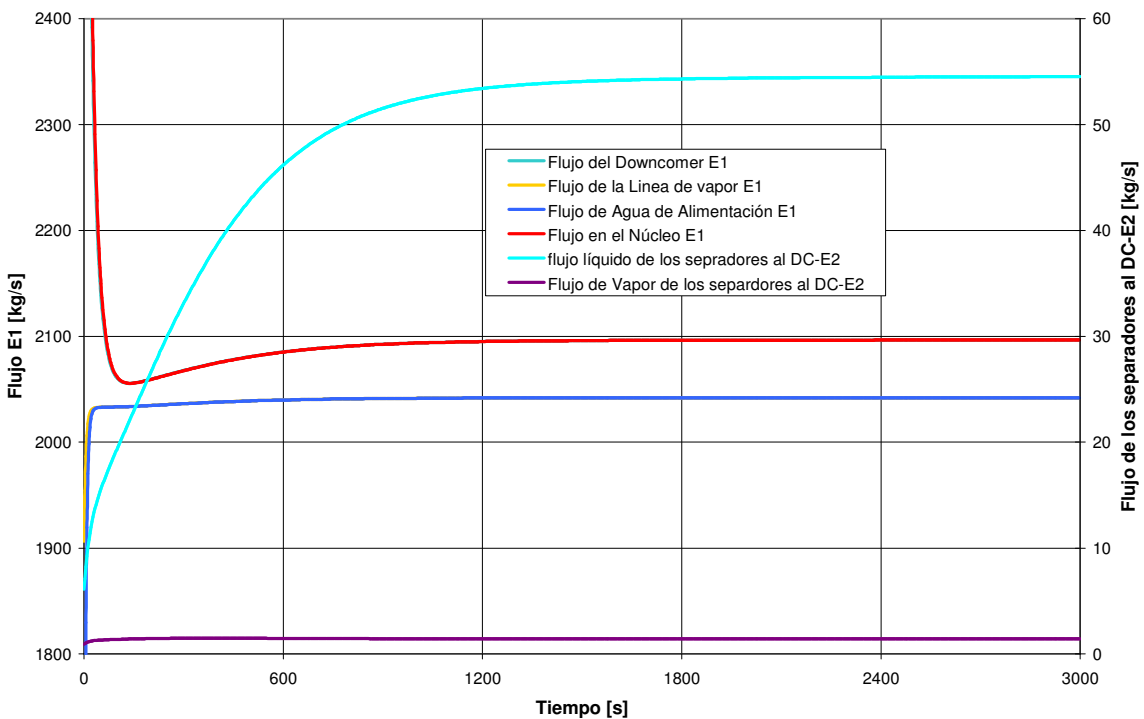


Figura 5-22. Flujos en estado estable

La diferencia final entre el flujo del downcomer y el flujo de agua de alimentación es el resultado del flujo de líquido removido en los separadores, el cual regresa al downcomer más la pequeña aportación del vapor que es arrastrado y condensado junto con el líquido en los separadores, con lo que muestra que la conservación de masa se cumple para el estado estable que alcanza el sistema.

Debido a que se manejan una diferencia de temperaturas entre el núcleo y el domo, la calidad del flujo de vapor en estas 2 regiones cambia. Esta diferencia es muy pequeña como se puede observar en la Figura 5-23 una comparación de la calidad, y con las referencias de cambio de flujo de vapor y líquido se visualiza la diferencia que se tiene en la calidad para ambas regiones.

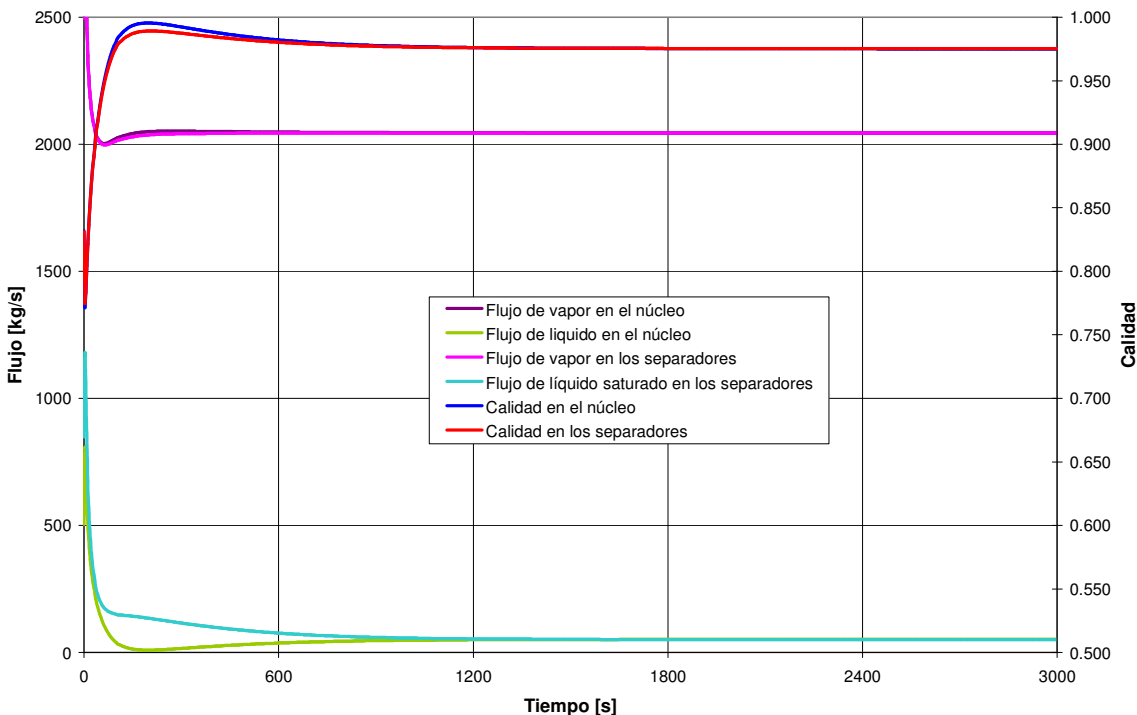


Figura 5-23. Calidad en el Núcleo y Separadores.

Aunque en estado estable no tiene mayor impacto el cambio de presiones entre el domo y el núcleo, este cambio es importante cuando se tienen cambios de presiones como en el evento de LOCA de la línea de vapor donde estos cambios impactan en gran medida las variaciones que ocurren, y el sistema está oscilando para alcanzar el punto de equilibrio.

Finalmente la fracción de vacíos promedio en el núcleo que se muestra en la Figura 5-24 muestra que alcanza un valor aproximado de 0.5, que comparado con los registrados en la tabla 5-2a de 0.4866 lo que resulta en un margen de error del 2.5 %.

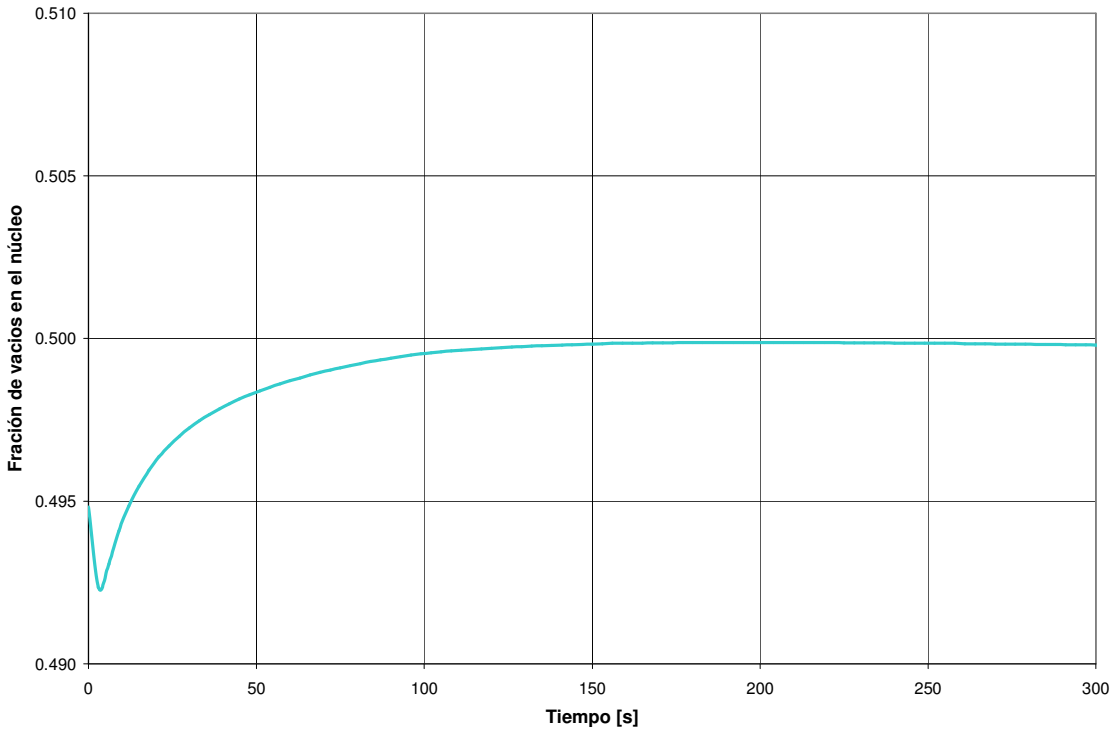


Figura 5-24. Fracción de vacíos en el núcleo.

5.3.2 Estados estables a diferentes potencias.

Para el estado estable del modelo se implementó un cambio en el bloque de potencia del reactor.

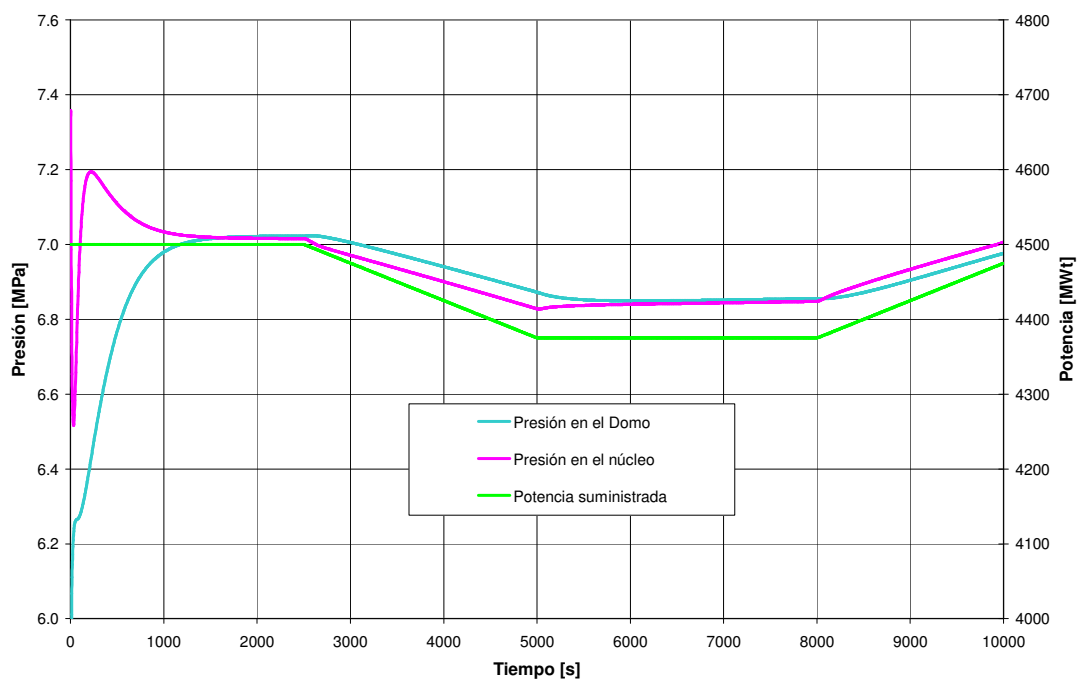


Figura 5-25. Cambio de presión con respecto al cambio de potencia en el núcleo.

Como muestra la Figura 5-25, inicialmente se fijó la potencia a 4500 MWt, el sistema alcanzó el estado estable con una presión de 7.02 MPa, y posteriormente a los 2500 segundos se procedió a reducir la potencia como muestra el gráfico. Con la reducción gradual de la potencia la presión del núcleo sigue inicialmente el cambio de potencia y como efecto posterior la presión del domo comienza a reducir con un retraso de tiempo. De forma similar cuando se fija constante la potencia a los 5000 segundos, la presión del núcleo nuevamente responde al cambio seguido por el cambio de presión en el domo con un retraso en la respuesta y tienden a un valor estable, al iniciar el incremento de la potencia a los 8000 segundos la presión del núcleo supera la del domo, con lo que se observa que el sistema responde correctamente a los cambios de presión en el núcleo con el retardo correspondiente que toma para ver los efectos en el domo

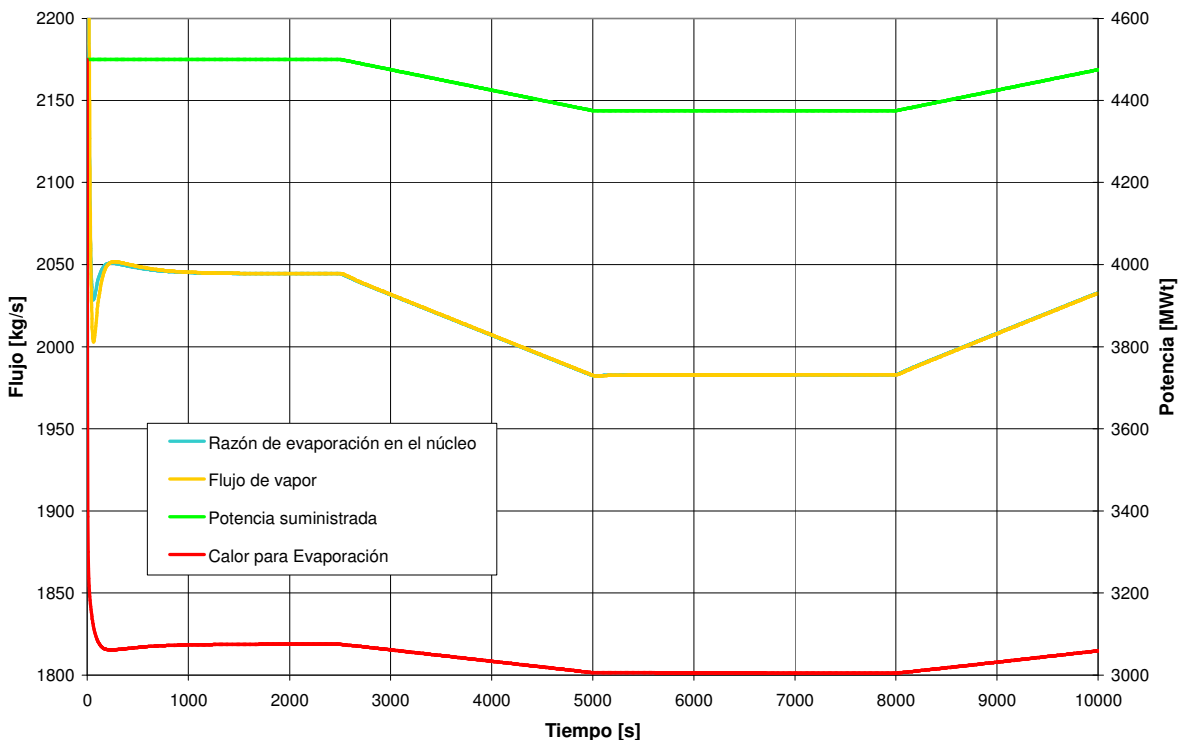


Figura 5-26. Cambio de flujo y calor para evaporación para cambios de potencia en el reactor.

El cambio de presión es el resultado del cambio de la razón de evaporación como se muestra en la Figura 5-26. Esta razón de evaporación responde al cambio de la potencia, en consecuentemenete los flujos de vapor y líquido que salen de núcleo cambian acorde a la variación de la potencia y de la reducción de la evaporación.

De forma similar en la Figura 5-27, los flujos totales del downcomer, línea de vapor, agua de alimentación y núcleo responden al cambio de potencia que afecta directamente a la presión del sistema.

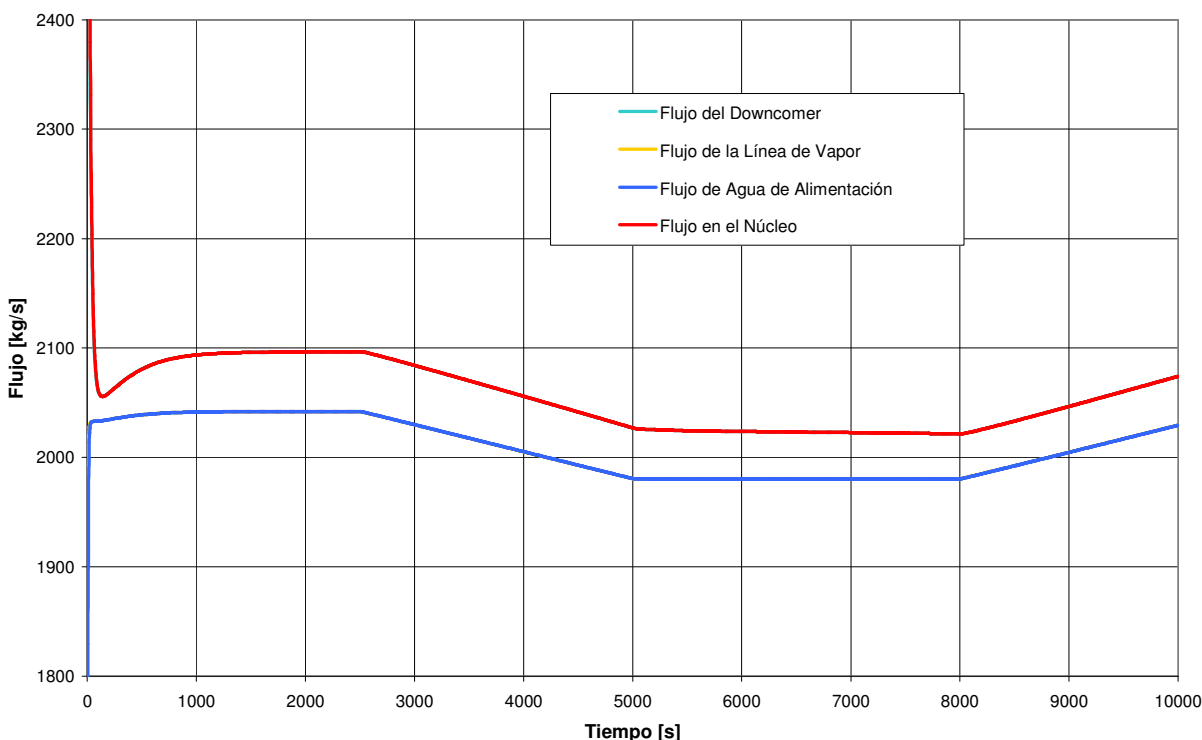


Figura 5-27. Flujos del sistema para cambios de potencia en el reactor.

5.3.3 Accidente por pérdida de refrigerante en la línea de vapor.

Un evento con pérdida de refrigerante involucra una rotura de tamaño considerable por donde se fuga el agua, en estado líquido o gaseoso, que refrigera y circula normalmente por el sistema de suministro de vapor nuclear y el balance de planta para la generación de energía eléctrica. Este tipo de accidente desencadena una serie de acciones que ayudan a reducir posibles daños en la planta y en el núcleo del reactor, así como prevenir la liberación de material radiactivo al medio ambiente. Entre estas acciones se encuentra la secuencia de operación de los Sistemas de Emergencia para la refrigeración del reactor, dos de las más importantes, por el tamaño de rotura y la cantidad de refrigerante liberado, están incluidas en las tablas 3-1 y 3-2, donde se muestra la secuencia que sigue el sistema de emergencia ante este evento.

En esta secuencia de operación es muy importante el inicio del SCRAM en el reactor, ya que al tener pérdida de refrigerante, el inventario del agua en el sistema se ve reducido y en consecuencia no se tendrá suficiente agua para refrigerar el núcleo del reactor si se mantuviera la potencia normal de operación en el reactor, por tal motivo una de las primeras acciones en la secuencia de operaciones de los sistemas de emergencia es el SCRAM para detener la reacción nuclear que genera el calor en el núcleo como se ve en la tabla 3-2 para una rotura en la línea de vapor.

La potencia generada en el núcleo se reduce debido a que la reacción nuclear se detiene por la inserción de las barras de control, pero la potencia del reactor sigue la

curva de decaimiento mostrada en la Figura 5-28 debido al calor generado por el decaimiento radiactivo propio de los materiales en el combustible.

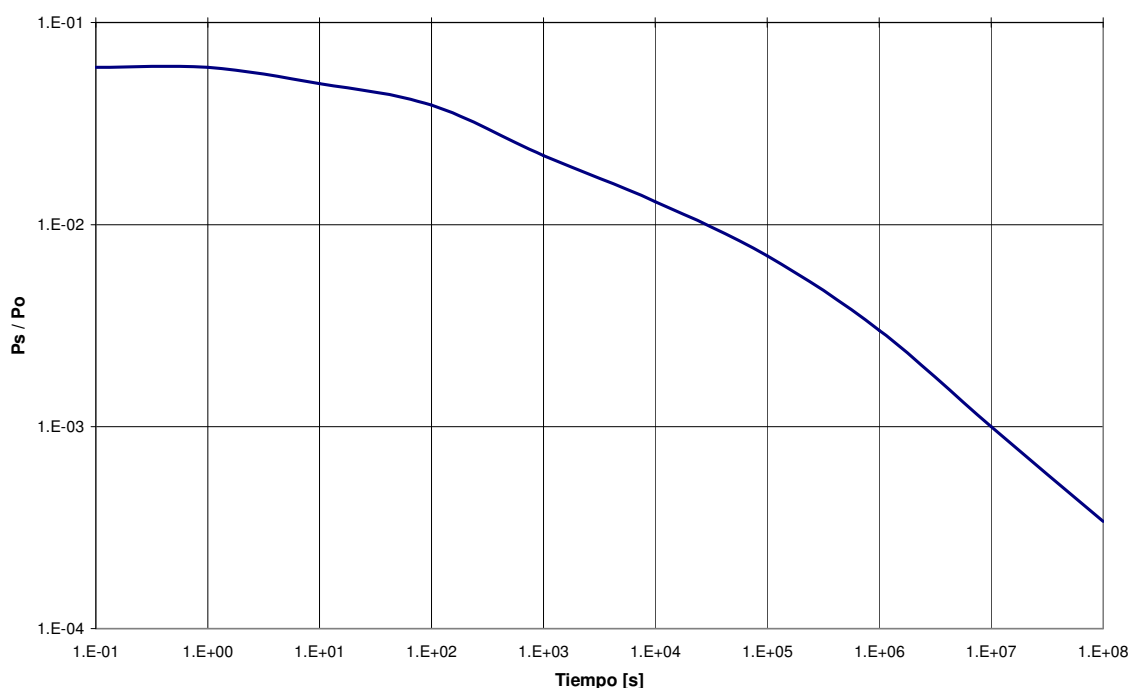


Figura 5-28. Curva de decaimiento de potencia posterior a la parada del reactor¹.

La curva relaciona la potencia (P_o) antes de parar el reactor con la potencia (P_s) del reactor por decaimiento radiactivo posterior a la parada del reactor por la inserción de las barras de control, en función del tiempo. Este tipo de curvas se tienen para diferentes tiempos de operación de la planta, en el caso de la Figura 5-28 la curva es usada cuando el reactor tiene un tiempo de operación mayor a un año.

Basado en la curva de decaimiento de potencia, mostrado en la Figura 5-28 y con la secuencia de operación para los sistemas de emergencia se implementó el bloque de control para la potencia generada en el núcleo antes y después del accidente, con la cual el modelo queda completado con los bloques implementados y descritos previamente en la sección 5-2.

De esta forma, en la Figura 5-29 se observa la respuesta de la presión en el núcleo, el domo y el pozo seco. Inicialmente alcanza el estado estable previo al accidente, el cual es iniciado a los 2500 segundos, con la respuesta de despresurización de la vasija del reactor y la presurización del pozo seco debido a la fuga de vapor en la línea de vapor. En este punto del accidente tanto la presión en el núcleo como la presión en el domo influyen en el comportamiento del sistema, por una parte la fuga en la línea de vapor incrementa la salida de vapor en el domo por la diferencia de presión entre el domo y el pozo seco, mientras que el núcleo no tiene la capacidad para compensar la pérdida de vapor, debido a que el SCRAM en el reactor se inicia casi al inicio del accidente y en

consecuencia la generación de vapor se reduce considerablemente por la reducción de potencia.

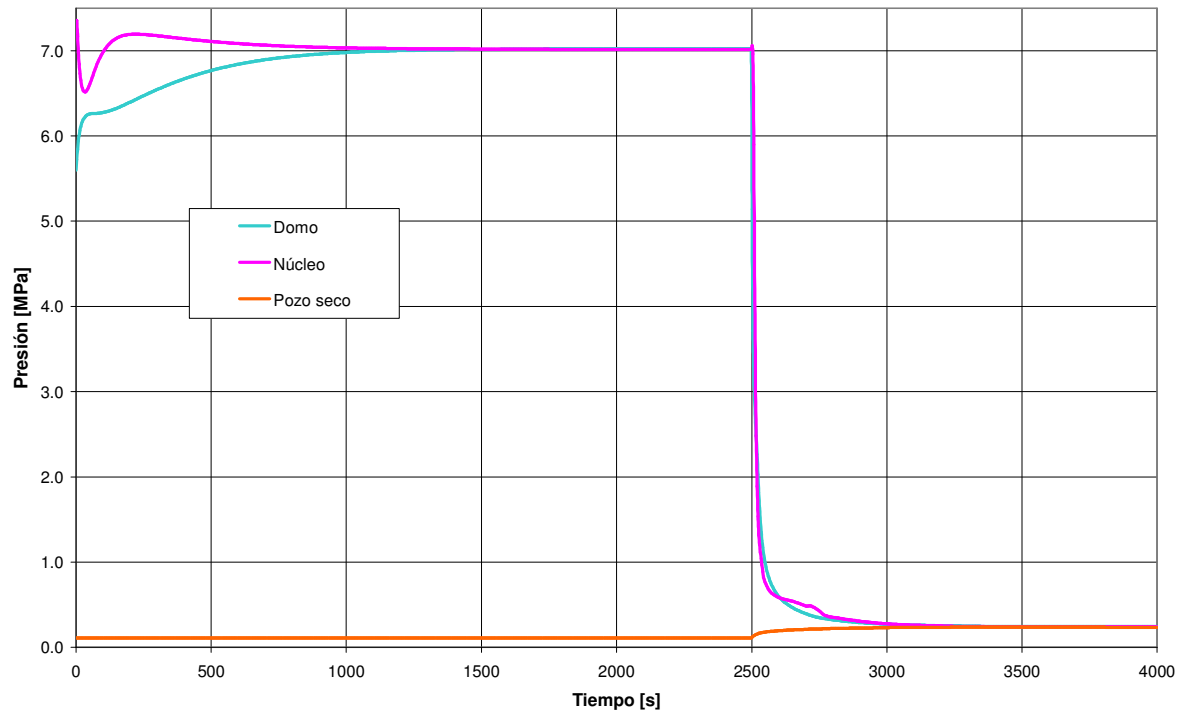


Figura 5-29. Presiones antes y después del accidente por pérdida de refrigerante en el núcleo

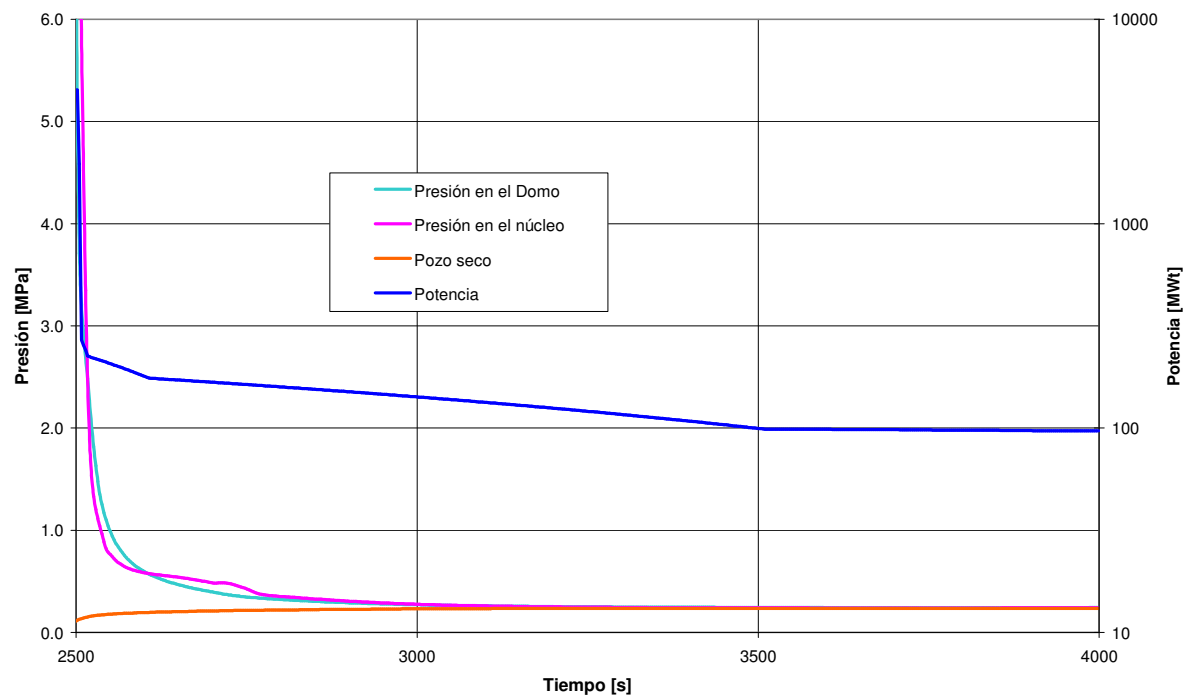


Figura 5-30 Presión y potencia en el reactor

La Figura 5-30 muestra el detalle de las curvas de presión relacionadas con la potencia del reactor referida al tiempo en que inicia el accidente.

En esta gráfica se observa como al inicio del accidente la presión del domo es la que inicia la despresurización como resultado de la pérdida de potencia en el núcleo el cual no puede mantener la demanda de vapor en el domo debido a la fuga en la línea de vapor. Posteriormente, cuando la inserción de las barras de control ha concluido y el calor por decaimiento continúa proporcionando la potencia remanente en el núcleo la presión ha caído a los 2.5 MPa.

Posterior a este punto se observa como la presión en el núcleo alcanza un punto donde responde inicialmente a los cambios de presión en el sistema de tal forma que comienza a tender a un valor estable superados los 300 segundos contados a partir del inicio del accidente.

La presión entre el domo y el pozo seco tienden a un valor cercano a los 235 kPa como se muestra en mayor detalle para la presión en el pozo seco en la Figura 5-31, el cual representa un error del 6.8% con respecto al valor constante al que tiende la presión en el pozo seco en los primeros 500 segundos para el gráfico de la Figura 3-3, donde se muestran las curvas de presiones para los resultados de referencia del ESBWR.

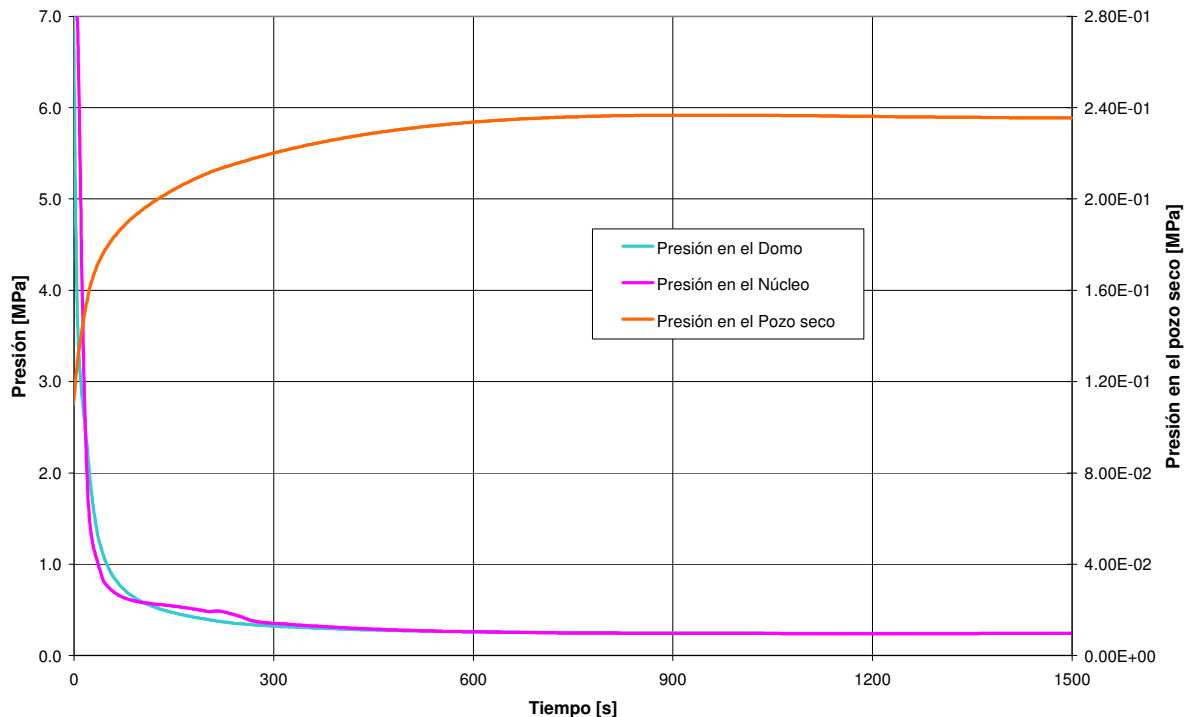


Figura 5-31 Curvas de presiones.

La Figura 5-32 muestra el flujo de salida de la línea de vapor que presuriza el pozo seco, el cual sigue la curva de caída de presión del domo para el flujo estrangulado que presenta mientras que la diferencia de presiones es muy alta.

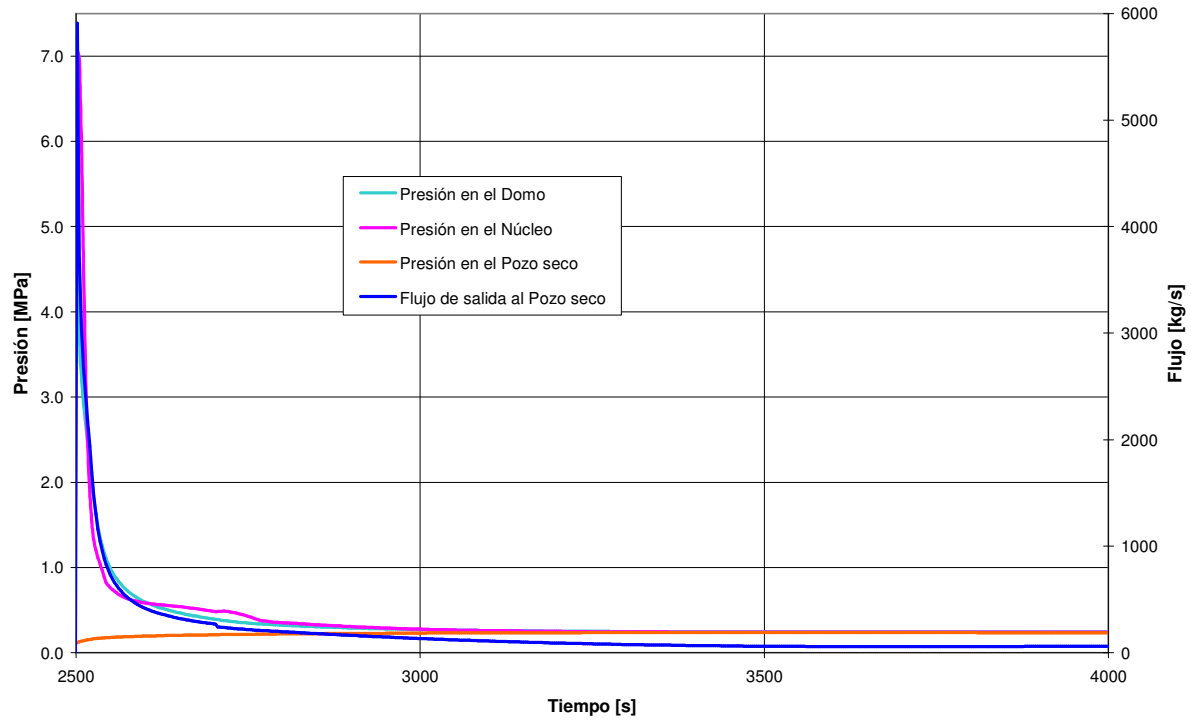


Figura 5-32. Flujo de salida y presiones.

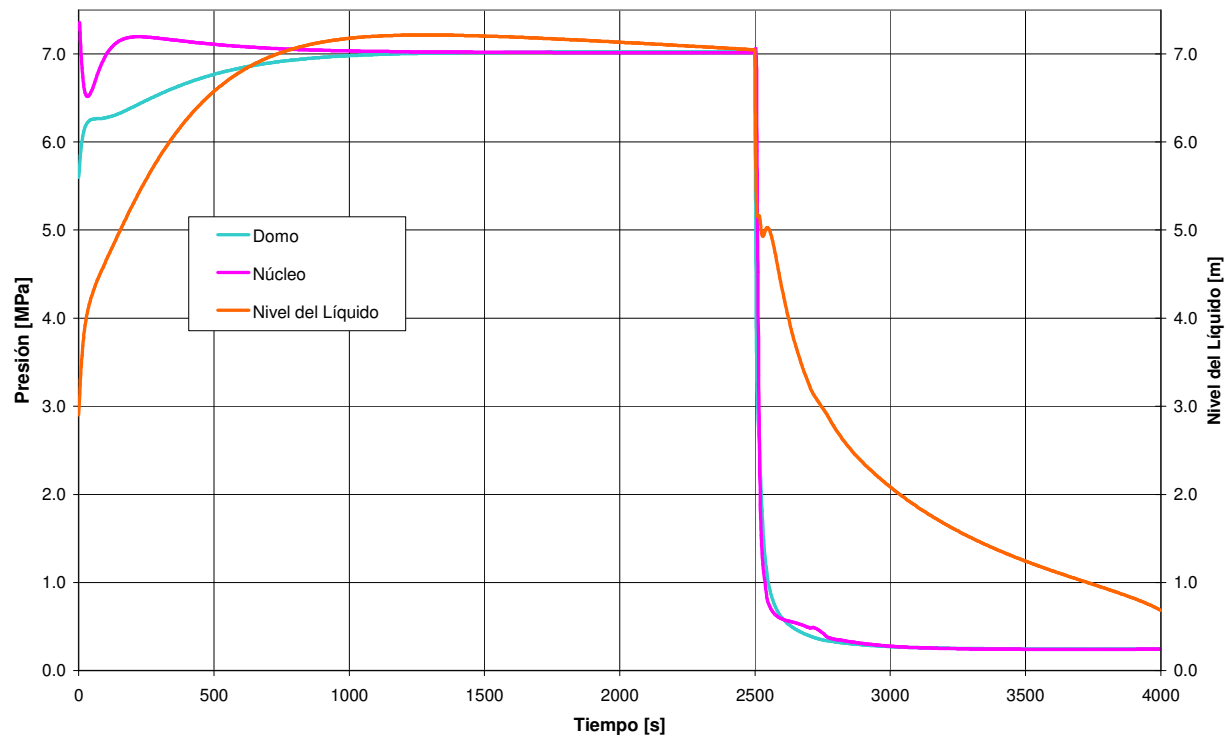


Figura 5-33. Nivel de líquido en la región de separadores y domo.

Cuando la diferencia de presiones entre el pozo seco y domo se reduce, se observa que el flujo de salida comienza a tender un valor constante como se muestra en el gráfico de la Figura 5-32, con las presiones tendiendo a un valor constante y el flujo de salida se estabiliza.

Por otra parte se reduce drásticamente el nivel del líquido en la región de los separadores para el instante en que inicia el evento de pérdida de refrigerante como se observa en la Figura 5-33.

Además del SCRAM para la inserción de las barras de control, se ponen en operación sistemas adicionales que entran en operación de acuerdo al avance del accidente por pérdida de refrigerante, como se puede ver en la Tabla 3-2 de la secuencia de operación del sistema de emergencia para refrigeración del núcleo. Los intercambiadores de calor de las piscinas de los sistemas para aislamiento del reactor y refrigeración del reactor remueven parte del calor que es liberado por la rotura en la línea de vapor, y el sistema automático de despresurización inicia la secuencia de apertura de válvulas para reducir el tiempo de despresurización del reactor con el fin de que las válvulas del sistema de refrigeración forzada por gravedad (GDSC) se abran para garantizar la refrigeración continua del núcleo del reactor.

La operación de estos sistemas de emergencia permite garantizar la integridad del núcleo y prevenir mayores daños o la liberación de gases radiactivos por el deterioro del núcleo del reactor.

La secuencia para la operación de estos sistemas depende principalmente del cambio de presión que ocurre como resultado del accidente base de diseño LOCA, razón por la cual es importante conocer la evolución del cambio en la presión, no sólo dentro de la vasija del reactor sino también en el pozo seco, el pozo húmedo y en cada volumen de control de los sistemas de emergencia que actúan por circulación natural como los intercambiadores de calor de los sistemas de PCC/IC que recuperan parte del vapor que se fuga por la rotura y lo devuelven condensado al reactor o el GDSC que depende de la presión en la vasija y en la piscina del GDSC para iniciar su operación de refrigeración forzada por gravedad.

La operación de estos sistemas impacta en el comportamiento de las presiones y se ve reflejada en la presión del pozo seco y el pozo húmedo, por esta razón los resultados obtenidos por los modelos de orden reducido para el accidente por pérdida de refrigerante en la línea de vapor varían en un rango apreciable pero permiten obtener un comportamiento estimado, el cual permite comprender la importancia y funcionamiento de los sistemas de emergencia durante este accidente.

Si bien los sistemas de emergencia como el GDSC, ADS o PCCS no fueron modelados explícitamente, estos pueden ser incorporados a los módulos ya existentes para mejorar el análisis a detalle de los mismos. Se debe reconocer la limitación para el análisis de estos sistemas para la incorporación en este proyecto debido a la complejidad que cada uno de estos sistemas por la cantidad de variables involucradas y el nivel que se requiera de acuerdo a los objetivos y alcances. En este proyecto se

planteó la presentación de dos elementos importantes que participan en la presurización y operación de los sistemas que determinan las presiones del reactor y la contención durante los primeros segundos de iniciado el evento.

Estos elementos importantes son la fuente de generación de vapor que mantiene la presión del reactor en estado estable para la circulación natural durante la operación normal y suministra la respuesta del líquido y vapor removido por los separadores para conservar el estado estable en la vasija del reactor y mantener los niveles de operación del reactor apropiados.

5.4 Resumen

En este capítulo se presentan los resultados obtenidos de la implementación de los módulos en Simulink-Matlab para el modelo de orden reducido del comportamiento termo-hidráulico del reactor en estado estable y durante un accidente por pérdida de refrigerante del reactor. En ellos se puede observar el comportamiento estimado del sistema con un margen de error esperado debido al uso de los modelos de orden reducido planteados para el refrigerante en las principales regiones de la vasija así como una representación globalizada de la contención.

Bibliografía.

1. "Nuclear Heat Transport" Chapter 4: Reactor Heat Generation, El-Wakil, M.; International Text book Company, 1978.

6. Conclusiones.

El objetivo de este trabajo se logro plenamente ya que se planteó, formuló, implementó y probó un modelo simplificado de la presión y el nivel de agua en la vasija del ESBWR durante los primeros segundos de iniciado el evento de pérdida de refrigerante (LOCA). Gracias a este desarrollo se puede cuantificar el impacto que tienen los flujos de entrada y salida del reactor así como la energía en forma de calor suministrada.

Los modelos de orden reducidos están limitados por el grado de detalle que pueden representar en el cálculo de las variables involucradas en el análisis de un sistema tan complejo como puede ser un reactor nuclear.

Los modelos de orden reducido tienen la ventaja de resolver el sistema en un menor tiempo comparado con los modelos de mejor estimación, lo cual permite tener un resultado aproximado, con el margen de error considerable pero que ayuda a observar el comportamiento que tendrán los sistemas involucrados, cuando solo se incluyen los primeros fenómenos involucrados.

Los elementos importantes que actúan en el cambio de presión en el reactor son la razón de evaporación en el núcleo del reactor que esta directamente ligado con la potencia de operación del reactor, y la razón de cambio de masa de vapor en el domo y separadores.

Los cambios de presión en la región del núcleo responden directamente a los cambios de potencia, y estos cambios afectan directamente la presión en el domo, durante un accidente resulta muy importante ya que la tasa de generación decrece rápidamente y con la fuga de refrigerante el reactor se despresuriza rápidamente permitiendo que los sistemas de emergencia comiencen a operar.

La respuesta que presenta el sistema ante los cambios de flujo y presión en el núcleo durante el estado estable siguen presentes en el transitorio, ya que al operar los sistemas de emergencia la potencia por el decaimiento de radiación vuelve a generar vapor de acuerdo a las concentraciones de agua y a las condiciones que presenta la vasija.

La respuesta de los sistemas de emergencia por circulación natural depende enormemente de los cambios de presión en el sistema, por lo que la despresurización rápida del reactor permite garantizar la integridad del núcleo y minimizar los daños. Pero la operación de estos sistemas también influye en los cambios de la presión ya que es un elemento importante y esta relacionada en la operación del sistema en operación normal y sobre todo durante el accidente por perdida de refrigerante para la operación apropiada de los sistemas de emergencia.

Se puede complementar los módulos para incluir los sistemas de emergencia con el detalle que se requiera y las necesidades de análisis que se tengan.

En este proyecto la sección del downcomer fue considerada como un tubo que alimenta el agua de alimentación al núcleo del reactor, pero modelar las características de operación y los volúmenes de control involucrados en el downcomer permite tener un modelo que proporcionaría los niveles físicos de agua para ser comparados con los niveles de instrumentación del reactor determinados por la presión de la vasija del reactor.

Las mejoras a este trabajo deben incluir: un monitoreo del nivel de agua dentro de la vasija que se extienda a las regiones del downcomer y el núcleo de la vasija, con la finalidad de asociarlos con la secuencia de eventos para un evento de LOCA que se refiere a los valores de presión dentro de la vasija para determinar el tiempo de operación de los sistemas de emergencia que intervienen posterior al accidente postulado.

Bibliografía.

“Del Fuego a la Energía Nuclear”,
Comisión Federal de Electricidad, 1997

“Las Centrales Nucleares”
www.proteccioncivil.es/eu/Riesgos/Riesgos_Tecnologicos/Nucleares_y_radiologicos/informacion_previa.html

“Natural circulation in water cooled nuclear power plants”
Phenomena, models, and methodology for system reliability assessments
www.osti.gov/bridge/servlets/purl/836896-HyQF4x/native/836896.pdf

“Overview of Global Development of Advanced Nuclear Power Plants”
John Cleveland International Atomic Energy Agency, Viena, Septiembre 2005.

Energy, Code of Federal Regulations, Part 50, Office of Federal Register,
National Archives and Records Administration, Available through Superintendent of
Documents, U.S. Government Printing Office, Washington, D.C. 20402, 2004.

AP600 AND AP1000 PASSIVE SAFETY SYSTEM DESIGN AND TESTING IN APEX
José N. Reyes, Jr, Nuclear Power Technology Development Section, IAEA,
www.iaea.or.at/OurWork/ST/NE/NENP/NPTDS/Downloads/TECDOC_NC_WM/Annexes/

“Technology Basis for the ESBWR – An Overview”
Khorana, Shiralkar, Rao, and others, Design an technology volumen 2 Junio 1997.

“Economic Simplified Boiling Water Reactor Plant General Description”,
GE Junio 2006.

“ESBWR Design, Technology and Program Plan Overview”,
Rao A. S., NRC Sataff – GE Metting, Junio 2002.

ESBWR Design Control Document Tier 2,
Revisión 0, GE, Agosto 2005.

“Passive Containment Cooling System Performance in the Simplified Boiling Water
Reator” Shiralkar and Yadigaroglu,
Design and technology Volumen 2, Junio 1997.

“Proceedings of the OECD / CSNI Workshop on Transient Thermal-Hydraulic and
Neutronic Codes Requirements”, OECD Nuclear Energy Agency Noviembre 1996.

“10 CFR Appendix K to Part 50--ECCS Evaluation Models”
Nuclear Regulatory Commission US-NRC, www.nrc.gov

“The Thermal-Hydraulics of a Boiling Water Reactor”,
Lahey and Moody, American Nuclear Society, 1993.

“Nuclear Heat Transport”,
El-Wakil, M.; International Text book Company. 1978

“Termodinámica”, Çengel, Yunus A.; Mc Graw Hill 2002.

Lista de Acrónimos

Acrónimo	Ingles	Español
ACC	Accumulator Tanks	Tanques Acumuladores
ADS	Automatic Depressurization System	Sistema de Despresurización Automática
BWR	Boiling Water Reactor	Reactor de Agua Hirviente
CCC	Containment Cooling Condenser	condensador de refrigeración de la contención
CMT	Core Make-up Tanks	tanque para recuperación del núcleo
CS	Containment Sump	reservorio de contención inferior
DBC	Design basis Conditions	Condiciones Base de Diseño
DEC	Desing extension conditions	Condición de extensión de diseño
DPV	Depressurization Valve	válvulas de despresurización
DW	DryWell	Pozo seco
ECCS	Emergency Core Cooling System	sistemas de emergencia de enfriamiento del núcleo
ESBWR	Economic Simplified Boiling Water Reactor	Reactor Económico y Simplificado de Agua Hirviente
EUR	European Utility Requirements	Requisitos europeos en instalaciones
GDCS	Gravity Driven Cooling System	Sistema de Refrigeración Forzada por Gravedad
Gen-IV	Generation IV	Generación IV
GFR	Gas-cooled Fast Reactor	Reactor Rápido Enfriado por Gas
GIF	Generation-IV Internacional Forum	Foro Internacional de la Generación IV
HPCS	High Pressure Core Spray	Sistema de Rocío del Núcleo a Alta Presión
IAEA	International Atomic Energy Agency	Agencia Internacional de Energía Atómica
IC	Isolation Condenser	Condensador en Aislamiento
ICS	Isolation Condenser System	Sistema del Condensador en Aislamiento
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors	Proyecto Internacional de Reactores Nucleares Innovadores
LFR	Lead-cooled Fast Reactor	Reactor Rápido Enfriado por Plomo
LOCA	Lost Of Coolant Accident	Accidente por pérdida de Refrigerante
LPCI	Low Pressure Core injection	Inyección de Agua a Baja Presión
LPCS	Low Pressure Core Spray	Sistema de Rocío del Núcleo a Baja Presión
LWR	Light Water Reactor	Reactor de Agua Ligera
MSR	Molten Salt Reactor	Reactor de Sal Fundida
NRC	Nuclear Regulatory Comisión	Comisión Reguladora Nuclear
PCCS	Passive Containment Cooling System	Sistema Pasivo de refrigeración de la contención
PRHR	Pressurizer reactor heat removal	Presurizador para la Remoción de calor en el Reactor
PWR	Pressure Water Reactor	Reactor de Agua a Presión
RHR	Residual Heat Removal	Remoción de Calor Residual
RPV	Reactor Pressure Vessel	Vasija Presurizada del reactor
RWCU	Reactor Water Clean-Up	sistema de limpieza de agua en el reactor

SCRAM		Disparo o parada rápida del reactor
SFR	Sodium-cooled Fast Reactor	Reactor Rápido Enfriado por Sodio
SRV	Safety Relief Valve	Válvulas de alivio de seguridad
SWR	Supercritical Water Reactor	reactor de agua Supercrítica
VHTR	Very High Temperatura Reactor	Reactor de Muy Alta Temperatura
WW	WetWell	Pozo húmedo